



INSTITUT DE FRANCE
Académie des sciences

ACADÉMIE DES SCIENCES

SCIENCES DU DÉMANTÈLEMENT DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES

[LES ATELIERS DE L'ACADÉMIE]



edp sciences

Sciences du démantèlement des installations nucléaires

Sous la direction de Robert DAUTRAY
et Yves BRÉCHET

ACADÉMIE DES SCIENCES

The logo for 'edp sciences' features the lowercase letters 'edp' in a stylized, interconnected font, followed by the word 'sciences' in a clean, sans-serif typeface.

17, avenue du Hoggar
Parc d'activités de Courtabœuf, BP 112
91944 Les Ulis Cedex A, France

Illustrations de couverture : en haut à gauche : réacteur expérimental Siloé sur le centre CEA de Grenoble, © CEA Grenoble ; en haut, à droite : démantèlement de Siloé, © P. Avavian/CEA ; en bas : Futur quartier (vue d'artiste), © CEA Tech.

Imprimé en France

© 2015, EDP Sciences

17, avenue du Hoggar, BP 112, Parc d'activités de Courtaboeuf, 91944 Les Ulis Cedex A

Tous droits de traduction, d'adaptation et de reproduction par tous procédés réservés pour tous pays. Toute reproduction ou représentation intégrale ou partielle, par quelque procédé que ce soit, des pages publiées dans le présent ouvrage, faite sans l'autorisation de l'éditeur est illicite et constitue une contrefaçon. Seules sont autorisées, d'une part, les reproductions strictement réservées à l'usage privé du copiste et non destinées à une utilisation collective, et d'autre part, les courtes citations justifiées par le caractère scientifique ou d'information de l'oeuvre dans laquelle elles sont incorporées (art. L. 122-4, L. 122-5 et L. 335-2 du Code de la propriété intellectuelle). Des photocopies payantes peuvent être réalisées avec l'accord de l'éditeur. S'adresser au : Centre français d'exploitation du droit de copie, 3, rue Hautefeuille, 75006 Paris. Tél. : 01 43 26 95 35.

ISBN 978-2-7598-1792-4

LISTE DES AUTEURS

Chapitre 1

Robert DAUTRAY

Membre de l'Académie des sciences

Yves BRÉCHET

Professeur à l'Institut national polytechnique de Grenoble – Membre de l'Académie des sciences

Chapitre 2

Didier DUBOT

Expert international dans le domaine de l'évaluation radiologique des sols – CEA

Chapitre 3

André AURENGO

Ancien président de la Société française de radioprotection – Membre de l'Académie nationale de médecine

Roland MASSE

Ancien directeur de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) – Membre de l'Académie nationale de médecine et de l'Académie des technologies

Chapitre 4

Luc LAFANECHÈRE

Délégué technique au Département ingénierie études – EDF/CIDEN

Yves SOULABAILLE

Chef du laboratoire de la simulation et des techniques de démantèlement et chef de projet « Intervention en milieu hostile » – CEA

Frédéric TOURNEBIZE

Responsable du projet de dénucléarisation du site CEA de Grenoble – CEA

Jonathan WALTER Chargé d'études confinement/ventilation nucléaire
– EDF/CIDEN

Chapitre 5

Sylvain FAURE Expert sénior décontamination – CEA/DEN

Chapitre 6

Joël GUIDEZ Expert international – CEA

Chapitre 7

Yves BAMBERGER Ancien directeur d'EDF recherche et développement –
Membre de l'Académie des technologies

Chapitre 8

Gérard LAURENT Expert démantèlement – Groupe EDF

Chapitre 9

Jean-Pierre PERVÈS Ancien directeur du CEA/Saclay

Coordination éditoriale : Jean-Yves CHAPRON, directeur du service des publications de l'Académie des sciences, assisté de Joëlle FANON.

Organisation du séminaire : Joël GUIDEZ, expert international CEA.



Photo : Jean FRIEDEL

Cet ouvrage est dédié à la mémoire
de Jacques FRIEDEL (1921 – 2014).

TABLE DES MATIÈRES

Liste des auteurs	iii
Chapitre 1 – Le démantèlement des centrales nucléaires : contexte historique et questions scientifiques et techniques	1
<i>Robert Dautray et Yves Bréchet</i>	
Plan du chapitre	2
Abstract	3
Résumé	4
Introduction	6
1 Contraintes physiques spécifiques du démantèlement	6
2 Procédés mis en œuvre et colis de déchets	7
3 Cadre national et réalisations françaises	8
4 Cadre international : les trois options de l’IAEA	13
5 Méthodes de travail	14
6 Sciences et techniques du démantèlement	20
7 Les hommes	38
Conclusion	42
Annexe 1	44
Annexe 2	58
Références	60
Chapitre 2 – Sources et caractérisation	71
<i>Caroline Chabal, Didier Dubot et Bernard Poncet</i>	
Plan du chapitre	72

Introduction	73
1 Inventaires radiologiques : exemple des déchets graphites	73
2 Méthodologie pour la caractérisation des sols et des structures du génie civil	80
3 Élaboration d'un scénario de démantèlement : apport de la réalité virtuelle	85
4 Analyse globale.	91
5 Traitement de données par géostatistique	93
Conclusion : ne pas oublier l'essentiel...	98

Chapitre 3 – La radioprotection : un guide sur les objectifs à atteindre 101

André Aurengo et Roland Masse

Plan du chapitre	102
1 Quelques notions de base.	103
2 Effets déterministes	104
3 Effets aléatoires	106
4 Cas de l'embryon et du fœtus	108
5 Risques psychosociaux en cas d'accident	109
6 Réglementation de la radioprotection	109
7 Démantèlement : principes de la radioprotection	110
8 Démantèlement : la question des très faibles activités (TFA)	113
Conclusion : ne pas oublier l'essentiel...	115

Chapitre 4 – L'organisation des opérations de démantèlement 117

*Luc Lafanechère, Yves Soulabaille,
Frédéric Tournebize et Jonathan Walter*

Plan du chapitre	118
Introduction	119
1 Découpe et mise en œuvre en téléopération pour les besoins du démantèlement	119
2 Conception des confinements de chantier et rejets gazeux : de la R&D à la normalisation.	129

3 Organisation des opérations pour le démantèlement du réacteur Siloé au CEA Grenoble	135
Conclusion	145
Références	145
Chapitre 5 – La physicochimie	147
<i>Sylvain Faure</i>	
Plan du chapitre	148
Introduction	149
1 Physicochimie aux interfaces pour le traitement des surfaces solides par gels ou mousses	149
2 Physicochimie des procédés de décontamination des sols par CO ₂ supercritique et par mousses de flottation	153
3 Physicochimie de la phytoremédiation des sols	157
4 Physicochimie dans l'eau supercritique pour la dégradation des liquides organiques	158
5 Physicochimie des procédés en colonne, la décontamination des effluents liquides aqueux	160
Conclusion	161
Références	163
Chapitre 6 – Le retour d'expérience des opérations de démantèlement	165
<i>Joël Guidez</i>	
Plan du chapitre	166
Introduction – Démantèlements programmés : une réalité industrielle.	167
1 Grande variété d'installations concernées	167
2 Processus de démantèlement bien établi	169
3 Exemple de retour d'expérience au CEA : le démantèlement des installations de Grenoble	170
4 Exemple des réacteurs français	172
5 Retour d'expérience à l'international de Westinghouse	173
6 Cas particulier des réacteurs rapides à sodium	176
Conclusion	177

Chapitre 7 – Formation et enseignement **179**

Yves Bamberger

Plan du chapitre	180
1 Qui s'en occupe ?	181
2 Quelques particularités des formations du domaine du démantèlement des installations nucléaires	182
3 Panorama d'ensemble des formations	183
Conclusion	186

Chapitre 8 – Prospectives **187**

Gérard Laurent

Plan du chapitre	188
1 Besoins en matière de R&D et d'innovation dans le cadre du déclasserment	189
2 Intégration du démantèlement lors de la conception des installations nucléaires	-92
3 Réacteurs (EPR, AP1000, ASTRID et RJH)	195
Conclusion	196
Références	196

Chapitre 9 – Le cas particulier des accidents graves **199**

Jean-Pierre Pervès

Plan du chapitre	200
1 Quelles différences entre démantèlement normal et démantèlement post-accidentel ?	201
2 Quelques rappels d'accidents graves	202
3 Retours d'expérience des accidents	203
4 Retours d'expérience des mises en sécurité et des démantèlements après accident	204
Conclusion et perspectives	213

Conclusion – Quelles leçons pour la situation française ? **219**

Robert Dautray et Yves Bréchet

Plan du chapitre	220
----------------------------	-----

1 Homogénéité <i>versus</i> variété : les outils génériques et les méthodes spécifiques	221
2 Démantèlement et gestion des déchets	222
3 Options possibles	223
4 Situations normales et situations accidentelles	224
Conclusion et recommandations	236

CD-Rom : diaporamas des exposés du colloque

Plan du CD-Rom

Introduction du séminaire

Robert Dautray

- 1 Exposés introductifs
 - 1.1. Historique et positionnement – *Robert Dautray, Yves Bréchet (Académie des sciences)*
 - 1.2. De la physique nucléaire aux normes de classification – *Joël Guidez (CEA), Philippe Guetat (CEA), Claudio Pescatore (OCDE/AEN)*
 - 1.3. Effets sanitaires des rayonnements ionisants – *André Aurengo (Académie nationale de médecine)*
 - 1.4. Risque sanitaire et seuils de libération – *Roland Masse (Académie des technologies)*
- 2 Préparation et caractérisation
 - 2.1. De l'historique du site à sa reconnaissance radiologique – *Charly Mahé (CEA) Didier Dubot (CEA)*
 - 2.2. Inventaire radiologique par assimilation – Application au graphite UNGG d'EDF – *Bernard Poncet (EDF)*
 - 2.3. La réalité virtuelle appliquée aux chantiers de démantèlement – *Caroline Chabal (CEA)*
 - 2.4. Des données TQC (tel que construit) pour la déconstruction – *Florence Grégoire (EDF)*
- 3 Opérations de démantèlement
 - 3.1. Découpe et robotique/Génération de trajectoire – *Yves Soulabaille (CEA), Aloys Ouvrard (Areva)*
 - 3.2. Conception des confinements de chantiers – De la R&D à la normalisation – *Luc Lafanechere (EDF), Emmanuel Porcheron (IRSN)*
 - 3.3. Traitement des surfaces solides par gels ou mousses avant démantèlement : une physicochimie aux interfaces – *Sylvain Faure (CEA), Marc Messalier (Areva)*

- 4 Opérations de décontamination
 - 4.1. Destruction des liquides organiques par eau supercritique – *Vincent Blet (CEA), Antoine Leybros (CEA), Hubert-Alexandre Turc (CEA)*
 - 4.2. Développement de procédés d'extraction sélective pour le traitement des effluents liquides – *Thierry Prévost (Areva), Agnès Grandjean (CEA)*
- 5 Gestion des sols
 - 5.1. Développement de procédés de décontamination par CO₂ supercritique et mousse de flottation – *Vincent Blet (CEA), Marc Messalier (Areva), Sylvain Faure (CEA), Antoine Leybros (CEA)*
 - 5.2. La phytoremédiation ou la remédiation par les plantes – *Pierre Chagvardieff*
- 6 Préparation des déchets finaux
 - 6.1. Quantification de la radiolyse des matériaux polymères contenus dans les colis de déchets MAVL – *Thierry Advocat (CEA)*
 - 6.2. Analyse des solutions possibles pour le graphite : traitement/stockage – *Gérard Laurent (EDF)*
 - 6.3. Fukushima vers un démantèlement – 43 mois après – *Jean-Pierre Pervès (CEA)*
- 7 Retour d'expérience
 - 7.1. Siloé – Quelques étapes de l'assainissement/démantèlement de l'INB 20 – *Frédéric Tournebize (CEA)*
 - 7.2. Retour d'expérience EDF – *Michel Velon (EDF)*
 - 7.3. Retour d'expérience Areva – *Thierry Varet (Areva)*
 - 7.4. Retour d'expérience international – *Joseph Boucau (Westinghouse)*
 - 7.5. Retour d'expérience – Cas des situations post-accidentelles – *Patrick Sullivan (OCDE)*
 - 7.6. Intervention enregistrée de Naohiro Masuda
- 8 Prospectives
 - 8.1. Intégration du démantèlement lors de la conception des installations nucléaires – *Patrick Sullivan (OCDE), Cyril Moitrier (CEA), Philippe Poncet (Areva)*
 - 8.2. Prospectives : présentation du rapport final du groupe de travail de l'AEN – *Gérard Laurent (EDF), Claudio Pescatore (OCDE)*

Conclusion du séminaire – Robert Dautray, Yves Bréchet

Programme du séminaire des 8 et 9 octobre 2014

CHAPITRE 1

Le démantèlement des centrales nucléaires : contexte historique et questions scientifiques et techniques

Robert Dautray et Yves Bréchet

PLAN DU CHAPITRE

Abstract

Résumé

Introduction

- 1 Contraintes physiques spécifiques du démantèlement
- 2 Procédés mis en œuvre et colis de déchets
- 3 Cadre national et réalisations françaises
- 4 Cadre international : les trois options de l'IAEA
- 5 Méthodes de travail
 - 5.1. Échelles de temps
 - 5.2. Statut des aquifères
 - 5.3. Infrastructures de démantèlement
 - 5.4. Entreposages en cours d'assainissement – Démantèlement
 - 5.5. Caractéristiques volumiques, massiques, thermiques, radioactives (classées par nature des radiations, gamma, bêta, alpha, neutrons)
 - 5.6. Spécificité des situations accidentelles
- 6 Sciences et techniques du démantèlement
 - 6.1. Évaluation de l'état radiologique de chaque installation nucléaire : le terme source de radioactivité
 - 6.2. Éléments nouveaux du démantèlement comparés aux activités nucléaires pratiquées depuis les années quarante et cinquante
 - 6.3. Traduction réglementaire des effets biologiques sur le vivant
 - 6.4. Intervention en milieu hostile
 - 6.5. Procédés scientifiques et techniques de décontamination des structures et des sols [66]
 - 6.6. Traitement des déchets et effluents [41] du démantèlement
- 7 Les hommes
 - 7.1. Radioprotection
 - 7.2. Instrumentation de la dosimétrie
 - 7.3. Quels risques ?

Conclusion

Références

| Abstract

Decommissioning and dismantling the power plant nuclear reactors: A French program in a global context

The end of operation (or so-called, end of life) of the electric plant nuclear reactors: how to deal with obstacles due to radioactivity of some of their materials, possibly leading to different health hazards for the workers, the public and the environment, as well to residual thermal power?

Nine reactors of the nuclear power producer in France have already reached the end of their life. Dismantling operations are currently engaged, aiming at clearing the sites for any kind of use, from agriculture to housing. Out of the 58 nuclear power reactors in operation in France, 48 should end their operations before 2050.

All the industrialized nations exploiting nuclear energy share this common situation. Dismantling of nuclear power plant presents several distinctive features from regular demolition operations.

First they contain radioactive materials, implying potential hazards resulting from radiations, ingestion or inhalation. A list of these radioactive elements is provided in chapter 7, and specifically box 5.

Secondly, these radioactive elements release thermal power. If any incident were to prevent this energy to be released, materials close to the heat source could melt, leading to evaporation or chemical reactions, just like in Three Mile Island or Fukushima Daiichi 1.

Third, these phenomena represent a hindrance for the operators and prevent the use of classical demolition methods. For example, water cooling with no precautions could lead to the dispersion or dissolution of radioactive materials in water. But where to store this water, how to clean it, how to deal with filtrates?...

Therefore, we need to identify what mechanical, chemical, physical processes, what materials, using what energy, will allow us to avoid these hurdles to demolition of nuclear installations. We will have to conceive, implement and operate new equipment, yet to be imagined.

These imperatives to accompany the end of life of nuclear power plants will apply to many sites and units, particularly in the European Union. We will need to solve similar physical, chemical, geological, radiological, robotic, computer software issues with other nations that have scientific relations with France nuclear activities. We should look for potential series

effects, for example by properly normalizing waste packages, their sizes and sealing processes, for tens of thousands of units: we cannot afford to build as many conditioning units as there are countries in EU, or nuclear power sites.

Ultimately, the main criterion for choosing between different processes will be to minimize the radiation impact, direct or indirect, on workers, the public and the environment. This stresses the central role of radiation protection.

Finally, the goal of this paper is to identify, among so many new issues, the key scientific phenomena (in physics, chemistry, mechanics, computer science, automation, robotics, radiobiology) that would allow us to return nuclear power plants sites to the free and safe use, unconditionally.

Résumé

Le document porte sur la fin de vie des réacteurs de puissance des centrales de production électrique existant actuellement : comment traiter les difficultés dues à la radioactivité, tant par l'action du rayonnement sur les hommes que par sa puissance thermique résiduelle.

Neuf des réacteurs nucléaires du producteur d'électricité français sont déjà arrivés en fin de vie. Ils sont en cours de démolition afin de rendre leurs sites libres pour tous les usages, de l'agriculture à l'habitat. Parmi les 58 réacteurs nucléaires en cours d'exploitation, 48 devraient arriver en fin d'exploitation avant 2050. Cette situation est commune à toutes les nations industrialisées exploitant l'énergie nucléaire. Ces réacteurs sont dits en démantèlement (« *dismantling* » ou « *decommissioned* »). Retenons que, dans la seule Union européenne, il y en a 75. Aux États-Unis, il y en a 29.

Ces chantiers ont plusieurs caractéristiques les distinguant des autres chantiers de démolition.

Ils contiennent des matières radioactives, dont le rayonnement, l'ingestion ou l'inhalation peuvent constituer des dangers. La liste de ces matériaux, avec leur demi-vie, qui est inverse de l'intensité de ces sources, est donnée dans l'encadré 5 de la section 6.

Ces corps radioactifs dégagent une puissance thermique. Si un incident empêchait que cette énergie soit évacuée, les conséquences en seraient

une fusion des matériaux proches de ces sources de chaleur, pouvant conduire à des évaporations et à des réactions chimiques, comme à Three Mile Island et à Fukushima Daiichi 1.

Les phénomènes associés à la radioactivité sont des obstacles au travail des hommes et à la mise en œuvre des procédés classiques de démolition. Par exemple, refroidir avec de l'eau sans précaution pourrait entraîner une dispersion ou/et une dissolution des corps radioactifs dans l'eau. Mais alors où l'entreposer ? Peut-on la filtrer ? Mais alors que faire de la radioactivité des filtrats ?

Un autre exemple de complexité des procédures résultant des réactions nucléaires est le démontage des structures dont les matériaux constitutifs sont rendus radioactifs par des captures de neutrons. Comment les manipuler, les découper, les trier ? Qu'en faire ? Entreposage, récupération, stockage ?

En somme, quels procédés mécaniques, chimiques, physiques, quels instruments fabriqués avec quels matériaux, utilisant quelles énergies, vont contourner les obstacles à la démolition des installations ? Quels équipements faudra-t-il concevoir et construire, et avec quelles infrastructures va-t-on les mettre en œuvre ?

Ces impératifs d'accompagnement de la fin de vie des installations nucléaires se posent pour des dizaines de sites, en particulier en Europe. Va-t-il y avoir des effets de séries, par exemple en normalisant convenablement les caractéristiques des colis, des conteneurs, et donc l'encapsulation de cette dizaine de milliers de colis ? Il n'est pas pensable de construire autant d'usines de conteneurs et d'usines d'encapsulation qu'il y a de pays dans l'Union européenne. Les méthodes de normalisation des cahiers des charges et des méthodes de fabrication, et donc de contrôle de fabrication, sont présentées.

Le critère final de choix entre les procédés de mise en œuvre sera de minimiser les effets, directs ou indirects, des radiations sur les travailleurs et le public. C'est dire le rôle central de la radioprotection. On présente les éléments pour optimiser les préjudices subis par les hommes.

Finalement, cette contribution ambitionne de déterminer, parmi tant de problèmes souvent neufs, les connaissances scientifiques clés, qui permettraient le retour au libre usage des sites de toutes les catégories d'installations nucléaires à vocation de production d'énergie électrique.

Introduction

Comment va-t-on démanteler les 58 réacteurs de puissance à eau sous pression du parc nucléaire français quand ces réacteurs seront parvenus en fin de vie active de production d'électricité ? Comment réaliser ces opérations en assurant la sécurité des personnels, du public, de l'environnement ? Comment définir quantitativement ces opérations par un processus opératoire et répétable, dont on puisse garantir la fiabilité ?

L'objet de ce chapitre est de dresser un panorama des besoins et des conditions au démantèlement, afin de recenser les phénomènes scientifiques clés et d'identifier les recherches à mener dans le but de permettre un retour au libre usage des sites électronucléaires. L'analyse sera faite en termes de contraintes physiques et de procédés spécifiques au démantèlement (sections 1 et 2), en termes de bilan de l'existant en France (section 3), en termes de perspectives au niveau international (section 4), et enfin en termes de méthodes et de questions scientifiques (sections 5 et 6). La protection des hommes contre les radiations, qui est la cause première des précautions prises lors du démantèlement, et même de la raison d'être de cette activité, sera abordée dans la section 7.

1 | Contraintes physiques spécifiques du démantèlement

Les chantiers de démantèlement des réacteurs de puissance électronucléaires des producteurs d'électricité des nations industrielles ont plusieurs particularités les distinguant des autres chantiers de démolition dans d'autres secteurs que le nucléaire.

Ils contiennent des matières qui sont devenues artificiellement **radioactives**¹, dont l'irradiation, l'ingestion ou l'inhalation peuvent constituer des

¹ Donnons un ordre de grandeur de la radioactivité entreposée dans les sites des centrales du parc nucléaire de puissance durant les opérations de production nominale d'énergie électrique :

- une enveloppe de cette radioactivité est de l'ordre de grandeur des combustibles UOX et MOX usés en attente de refroidissement avant d'être expédiés à l'usine de retraitement de La Hague. Cette radioactivité est de l'ordre de quelques dizaines à quelques centaines de pétabecquerels, selon le nombre de réacteurs sur chaque site et leur âge, d'après l'inventaire Andra [68], page 279. À titre de comparaison, la radioactivité entreposée à La Hague sous forme de colis de déchets vitrifiés (dits CSD-V), est, selon la même référence, d'environ 173 EBq. Elle décroît d'un facteur 10 en environ 60 ans ;
- une fois les éléments combustibles irradiés enlevés et évacués du site du réacteur, la radioactivité présente sur un chantier de démantèlement est de l'ordre du millième de celle

dangers à partir de seuils à étudier et définir (voir dans [2] le document 6 page 206, le document 66 page 252 et les documents 85-86, page 269). La liste de ces substances radioactives, avec leur demi-vie², qui est proportionnelle à l'inverse de l'intensité de ces sources radioactives, est donnée plus bas.

Un autre de leurs inconvénients est que les rayonnements émis par ces corps radioactifs, qu'ils soient β et γ ou α , sont freinés dans les matériaux qu'ils rencontrent, dégageant une **puissance thermique** dans ceux-ci. Si un incident empêchait que cette énergie thermique soit évacuée, les conséquences en seraient des changements de phase, allant jusqu'à la possibilité de fusion des matériaux proches de ces sources de chaleur, pouvant conduire à des évaporations et à des réactions chimiques, et donc à des **explosions chimiques** comme lors des accidents de la centrale de Three Mile Island et de celle de Fukushima Daiichi 1 (voir [105, 134]).

Un troisième inconvénient, lié à la nature nucléaire des déchets, est que ces phénomènes thermodynamiques et thermochimiques conduisant au réchauffement entraînent des obstacles au travail des hommes et à la mise en œuvre des procédés classiques de démolition. Par exemple, **refroidir avec de l'eau**, sans précaution, pourrait provoquer l'entraînement de ces substances radioactives dans l'eau, et la dispersion ou/et la dissolution des corps radioactifs. Où entreposer ces eaux contaminées par des substances radioactives ? Peut-on les filtrer ? Mais que faire alors des éventuels résidus radioactifs des filtrats ?

Un autre exemple de fonction dégradée par les réactions nucléaires est celui des **matériaux de structure** (voir [37, 39, 40, 45, 59]) rendus radioactifs par des captures de neutrons. Comment les manipuler, les découper, les trier ? Qu'en faire : entreposage, récupération, stockage ?

2 | Procédés mis en œuvre et colis de déchets

Quels procédés mécaniques, chimiques, physiques, quels outillages fabriqués avec quels matériaux, utilisant quelles énergies, vont permettre de contourner ces obstacles à la démolition des installations nucléaires ? Quels équipements faudra-t-il concevoir et construire, avec quelles infrastructures va-t-on les mettre en œuvre ?

des éléments combustibles jusqu'alors entreposés en piscine (voir les documents 5-6 de la page 206, 87 de la page 269 de [2] et l'inventaire Andra [68]).

² L'évaluation de ces demi-vies, en fonction des caractéristiques des noyaux radioactifs, est effectuée, par exemple dans le chapitre 11 de la référence [106].

Ces impératifs d'accompagnement de la fin de vie des installations nucléaires se posent pour 19 sites de centrales en France et pour une cinquantaine en Europe. Quelle sera l'ampleur des simplifications dues aux effets de séries, en France, sur les procédés de démantèlement ? Le démantèlement conduit à réaliser des colis identiques à ceux du cycle du combustible et des déchets d'exploitation des centrales électronucléaires. Pourra-t-on utiliser seulement les mêmes colis standards du cycle de combustible et de l'exploitation nominale des centrales ? En faudra-t-il d'autres présentant des caractéristiques différentes ? La définition de colis spécifiques pourrait s'avérer nécessaire dans le cas de déchets de graphite irradié.

Il y a donc interaction entre l'activité de démantèlement, le champ d'action de l'exploitation des centrales électronucléaires et le domaine d'activité du cycle aval du combustible par le biais de la fabrication et de la mise en œuvre des colis de déchets radioactifs, de leur transport, de leur entreposage et de leur stockage définitif (voir [129]). Par exemple, il faudra normaliser convenablement les caractéristiques des colis, des conteneurs, et donc l'encapsulation de cette dizaine de milliers³ de colis. Il n'est pas pensable de construire autant d'usines de conteneurs et d'usines d'encapsulation qu'il y a de centrales en France ou bien de pays dans l'Union européenne. Les méthodes de normalisation des cahiers des charges et des méthodes de fabrication, et donc de contrôle de fabrication, sont également étudiées.

Le critère final de choix entre les divers procédés de démantèlement de tel ou tel réacteur de centrale électronucléaire de France sera de minimiser les effets des radiations, directs ou indirects, sur les travailleurs, le public et l'environnement. C'est dire le rôle central de la **radioprotection**. L'ensemble de ce séminaire ambitionne de déterminer, parmi tant de problèmes de physique, de chimie (voir [77, 78 et 126] pour la radiochimie), de mécanique et de biologie, les questions scientifiques qui, une fois éclaircies, permettraient le **retour au libre usage des sites** de toutes les catégories d'installations nucléaires à vocation de production d'énergie électrique.

3 | Cadre national et réalisations françaises

Neuf parmi les réacteurs « de puissance » de six centrales⁴ du producteur d'électricité français sont déjà arrivés en fin de vie de production d'énergie électrique nominale. Ils sont en cours de démolition afin de rendre les sites

³ Ce nombre est relatif aux déchets vitrifiés dit CSD-V, cité dans la page 279 de [68].

⁴ Bugey-1, Chinon-A1 à A3, St-Laurent-A1 et A2, Chooz-A, Brennilis et Superphénix. Ce nombre est porté à douze réacteurs sur sept sites si l'on ajoute Phénix, G2 et G3 à Marcoule, réacteurs qui étaient exploités non par EDF mais par la Cogema (ancêtre d'Areva) et le CEA.

libres à tous les usages, de l'agriculture à l'habitat, de l'industrie aux services, avec des **critères libérateurs**. Parmi les 58 réacteurs nucléaires actuellement en cours d'exploitation en France, 48, dans le cadre réglementaire actuel, arriveraient en fin d'exploitation entre aujourd'hui et 2050. La liste des 19 sites des centrales électronucléaires et des 58 réacteurs de puissance est donnée en annexe de ce chapitre.

Cette situation est commune à toutes les nations industrialisées exploitant l'énergie nucléaire pour produire de l'électricité. Ces réacteurs sont dits en « déclassement » (*decommissioning*), pour l'arrêt officiel d'exploitation de la source d'électricité et l'autorisation de démolition des installations en respectant les règles de sécurité, ou/et en « démantèlement » (*dismantling*) pour l'aspect démolition proprement dit. Leur liste est également donnée en annexe. Retenons que, dans la seule Union européenne, il y a une centaine de réacteurs de puissance en arrêt pour démolition. Aux États-Unis, il y en a 28 en cours de démantèlement et 11 ayant terminé leur phase de démantèlement et rendus à l'usage dit « libre d'emploi ».

Les 58 réacteurs à eau pressurisée (REP) de la France forment un ensemble d'une spécificité unique au monde pour ce qui est du démantèlement. Ils sont tous quasi identiques, à un facteur d'échelle de puissance près, ce qui leur permet de bénéficier d'un avantage de série, tant pour la réalisation de leur démantèlement que pour la recherche scientifique ayant pour but d'ouvrir les verrous physicochimiques éventuellement rencontrés pour cette fin de vie opérationnelle. L'ordonnancement de ces opérations de démantèlement dépend de la durée de vie autorisée pour chacun des réacteurs de puissance. Ces décisions d'éventuelle prolongation de durée de vie sont donc stratégiques.

En France, les réacteurs des centrales arrêtés et en cours de démantèlement sont les suivants :

- centrale de Chooz : un REP arrêté et en cours de démantèlement ;
- centrale de Brennilis : un réacteur à eau lourde arrêté et en cours de démantèlement ;
- centrale de Saint-Laurent-des-Eaux : deux réacteurs UNGG (uranium naturel graphite gaz) arrêtés et en cours de démantèlement ;
- centrale de Chinon : trois réacteurs UNGG arrêtés et en cours de démantèlement ;
- centrale de Bugey : un réacteur UNGG arrêté et en cours de démantèlement ;
- centrale de Creys-Malville : un réacteur sodium rapide Superphénix arrêté et en cours de démantèlement ;

- centre de Marcoule : un réacteur sodium rapide Phénix arrêté et en cours de démantèlement et les deux UNGG G2 et G3⁵.

Encadré 1 – Les spécificités des centrales électronucléaires (EN) de la France

1. La construction de ces réacteurs a été groupée sur une courte période. Il en résulte que leurs démantèlements seront également groupés. Les caractéristiques de ces réacteurs se répartissent en deux familles homogènes, les 900 MWe et les 1 300 MWe. Les procédés, les équipements, les infrastructures, les recherches et développements seront donc les mêmes. On bénéficiera donc d'un **effet de série**.
2. Tous ces réacteurs ont le même **cycle de combustibles**, avec un retraitement des combustibles usés à l'usine de La Hague : extraction du plutonium (voir [28, 41]), d'une part, des produits de fission⁶ et des actinides transplutoniens (américium et curium) en deuxième part, de l'uranium, en troisième part. Les éléments usés refroidissent d'abord sur le site du réacteur jusqu'à atteindre une température permettant leur expédition, correspondant à une puissance de 500 watts par élément combustible usé (en durée de refroidissement, cela nécessite de connaître l'enrichissement et le taux de combustion ; par exemple, voir dans la référence [2], page 221, le document 25 qui conduit à une durée de 25 à 30 années de refroidissement). Les éléments usés sont alors transférés à La Hague pour poursuivre leur refroidissement dans une piscine, libérant ainsi le site des centrales de la source principale de radioactivité. Le destin des effluents, des déchets⁷ solides, des rejets gazeux, liquides, solides, etc., du plutonium, de Am, du Cm, etc. est donc déconnecté du site en démantèlement. Pour le cas des MOX, voir une présentation dans [28] et [138].
3. Les différentes constantes de temps des opérations de démantèlement, qui sont liées tant au design du réacteur qu'aux demi-vies des substances radioactives du réacteur et du site vidés des éléments combustibles usés, sont analogues, induisant un effet de série sur les échelles de temps des diverses centrales EN. Cela conduit donc à traiter simultanément l'ordonnancement, non pas d'un chantier de démantèlement, mais de tous les chantiers.

⁵ Le réacteur G2 a été relié au réseau EDF de 1956 à 1980, produisant 5 284 GWh et le réacteur G3 de 1960 à 1984, produisant 6 262 GWh.

⁶ Les phénomènes particuliers du ruthénium sont traités dans [67].

⁷ Les listes exhaustives, tenues à jour, des déchets radioactifs de toute nature, sont publiées périodiquement par l'Andra, accessibles sur Internet à www.andra.fr (voir [126-129]).

4. Ceci permet le partage des outils, des grands équipements sur les chantiers et des grandes infrastructures (appareils de levage, de manipulation, de transport, robotique, calcul scientifique, etc.).
5. Il faut donc harmoniser les activités de démantèlement avec celles du cycle de combustible (voir [107]), celles de l'enfouissement des déchets, celles de la Défense nationale, celles des hôpitaux (radiothérapie), etc. Pour s'y préparer, il faut identifier les interfaces des activités de démantèlement avec les autres programmes, tant en nature, calendrier, contraintes, espaces, qu'en ressources humaines (radioprotection).
6. Dans ce contexte compliqué, il faut déterminer les activités de démantèlement qui doivent être menées sur le site de la centrale et celles qui doivent être effectuées sur une ou des unités communes. Tôt ou tard, tous les déchets radioactifs présents sur chaque site de centrale, devront être extraits et envoyés dans des unités de traitement des déchets radioactifs (usines de fabrication des colis radioactifs standards, usines d'encapsulation).
7. La similitude des REP, donc des déchets de chaque réacteur, permet de simplifier les usines d'encapsulation et de réduire le nombre de catégories des conteneurs standards.

Les différentes options pour mener le chantier d'un site de démantèlement, options rencontrées au fil des décennies, sont les mêmes sur tous les chantiers, ce qui permet à chacun d'eux de profiter de l'expérience des précédents. Les critères de comparaison des options : réduction des risques, sécurité, sûreté passive, maîtrise des délais, respect de l'environnement, coût (voir [135]), etc., peuvent être bien expérimentés. Les méthodes d'évaluation et de comparaison des options sont établies sur des bases répertoriées.

93 % des déchets radioactifs du démantèlement d'une centrale EN sont des déchets MA-VL (moyenne activité, vie longue). En volume, 0,01 % des déchets du chantier de démantèlement sont des HA (haute activité). En France, pour 9 réacteurs électronucléaires en cours de déconstruction, l'exploitant comptait en 2012 les masses⁸ suivantes de déchets radioactifs (voir [91]) : TFA 115 000 tonnes, FA-MA VC 53 000 tonnes, FA-MA VL 300 tonnes, Graphite (voir [50]) 17 100 tonnes, soit en tout 185 400 tonnes de déchets radioactifs. Les déchets non radioactifs, dits conventionnels, étaient évalués à 800 000 tonnes. La proportion des déchets MA VL est donc de 0,2 %, en masse. Il n'est pas fait mention de déchets de haute activité.

⁸ Dans les notes dont nous disposons, l'exploitant publie en *masse* de déchets et l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra) en *volume*, en catégories de

Encadré 2 – Les déchets radioactifs produits par le démantèlement des 12 réacteurs des centrales électronucléaires arrêtés en France

(Voir [98-101] et le cadre général dans [2].)

Le démantèlement des neuf réacteurs d'EDF produira environ **800 000 tonnes de déchets non radioactifs** (dits classiques).

Les déchets de tout le parc électronucléaire sont évalués pour 2030 à environ 1 800 000 tonnes.

Les **185 400 tonnes de déchets radioactifs** issus des 12 réacteurs arrêtés se décomposent en :

- FA-VL et MA-VL : 300 tonnes ;
- Graphite irradié : 17 100 tonnes ;
- FMA-VC : 53 000 tonnes ;
- TFA : 115 000 tonnes.

La part des radioactivités les plus élevées, une fois les combustibles usés évacués du site de la centrale électronucléaire arrêtée, est due aux éléments dits « de contrôle de la neutronique du réacteur », qui comportent des noyaux atomiques absorbant les neutrons (voir éléments absorbants de contrôle [107]), et aux structures internes.

Rendre ces sites libres d'emploi en définissant ce terme avec rigueur par des normes mesurables, reproductibles et vérifiables, telles que celles définies par les instances internationales de radioprotection [117-125], est un objectif majeur de ces opérations de démantèlement des centrales EN.

À titre de comparaison au niveau international, des exemples de réalisations de démantèlements terminées, avec le site rendu libre d'emploi, sont

radioactivité (HA : haute activité, MA : moyenne activité, FA : faible activité, TFA : très faible activité, VC : vie courte, VL vie longue, etc.) des colis et en familles des colis. Pour les inventaires en unité de radioactivité (becquerel ou curie), l'Andra publie, pour chaque famille de colis, la radioactivité du total des colis de la famille, avec de plus, la part α , la part β et la part γ avec les prévisions de cumul en 2020 et 2030. Pour la variation de la radioactivité des radionucléides au cours du temps, nous renvoyons aux documents 5, 6, 10, 11, 15 de [2] et, pour les puissances thermiques résiduelles, aux documents 23, 24, 25, 26, 44, 45 de [2]. Les variations de ces matières radioactives en fonction du temps sont considérables (voir les documents 53, 54, 55, 56, 57, 58, 59, 60, 61, 62, 63 de [2]). C'est pour cette raison que ces quantités de radioactivité ne peuvent pas servir de base à un document d'inventaire fixe.

deux au Royaume-Uni : Berkeley (AGR⁹) et Windscale (Magnox), deux aux États-Unis : Connecticut Yankee et Maine Yankee¹⁰, un en Espagne : Vandelos, deux réacteurs en Allemagne sur le site de Greifswald, et un au Canada : Ontario¹¹.

Ces chantiers ont été confrontés, en termes d'objectifs, de déroulement, de problèmes physicochimiques et de calendriers, à des obstacles qu'ils ont franchis.

4 | Cadre international : les trois options de l'IAEA

Le décompte des réacteurs arrêtés dans le monde à la date du 31 décembre 2012 est de 144 réacteurs de puissance (voir Annexe). Leurs exploitants n'ont pas encore tous choisi s'ils veulent commencer rapidement leur démolition ou bien s'ils veulent attendre de nombreuses années afin que la radioactivité ait largement décru avant d'entamer les travaux de démantèlement. De plus, des exploitants peuvent se révéler dans l'impossibilité d'entreprendre les travaux de démantèlement, tant à court terme qu'à long terme.

Plus généralement, une cession de responsabilité peut être effectuée au profit d'un organisme public. C'est le cas au Royaume-Uni (voir [26]).

Les contraintes dues à la radioactivité des matériaux de la centrale exigent un équipement très spécialisé, lequel n'est pas toujours disponible, ni opérationnel au moment où le chantier le nécessite. Attendre la diminution de la radioactivité est alors une option possible. Cette durée permet, par exemple, de diminuer la radioactivité des isotopes tels que le cobalt 60, car leur demi-vie est inférieure à une trentaine d'années, ce qui est compatible avec les entreprises humaines (voir le document 85, page 269 de [2]). Ces considérations ont conduit l'IAEA (voir la référence [118]) à sélectionner trois options de décommissionnement/déconstruction (DD), qui sont :

- **la démolition immédiate** (*Immediate Dismantling*) : pour **15 réacteurs** arrêtés, dans le monde entier, cette option a été choisie et le démantèlement du réacteur concerné est terminé. **51 réacteurs** sont encore en cours de démantèlement dans le cadre de cette option ;

⁹ AGR : *Advanced Graphite Reactor*.

¹⁰ Le plan du réacteur de cette centrale électronucléaire est proche de ceux des REP 900 MWe de EDF.

¹¹ CANDU : CANada Deutérium Uranium.

- **la clôture** : la fin de l'exploitation de la centrale électronucléaire est suivie d'un arrêt de toute activité sur le site, hors de celle de maintien de la sûreté nucléaire. Elle est dénommée *Safe Enclosure* (abrégée en *Safestor*) : **48 réacteurs** dans le monde sont dans cette situation ;
- **une mise en cocon** provisoire (*Entombment*) doit permettre d'attendre sans risque une décision définitive. **Trois réacteurs** sont dans cette situation dans le monde.

Il faut ajouter à ces trois catégories les installations nucléaires arrêtées dont l'option de démantèlement n'est pas encore choisie. La liste des exemples de classements en France, en Allemagne, au Royaume-Uni, aux États-Unis, pour des réacteurs nucléaires de puissance en cours de démantèlement, analogues à ceux que nous aurons à démanteler en France, est donnée en annexe de ce chapitre.

À ce cadre international s'ajoutent ou se substituent des cadres nationaux, par exemple la *Nuclear Decommissioning Agency* (NDA, Royaume-Uni), la *Nuclear Regulation Commission* (NRC, États-Unis)¹². En France, le rôle des agences d'État est actuellement partagé entre plusieurs organismes : Autorité de sûreté nucléaire (ASN) pour la sûreté nucléaire (voir [1]), EDF pour la conduite des travaux de démolition sur les sites de ses installations, DGEC (Direction générale de l'énergie et du climat) pour la préparation administrative des décisions du gouvernement, CEA et Andra pour les recherches scientifiques et techniques.

5 | Méthodes de travail

5.1. Échelles de temps

Les ordres de grandeur des durées des diverses tâches concourant à **l'ordonnement des travaux** sur un site de démantèlement d'un réacteur de centrale nucléaire de production sont :

- quelques années pour faire l'avant-projet, puis le projet de démantèlement. Dans ce processus, l'évaluation des risques et leur gestion sont une démarche amont essentielle ;
- préparation et construction des équipements nécessaires au programme de démantèlement : 5 ans ;

¹² Voir en particulier la section 3, *Selection of a decommissioning option*, page 7.

- modification de l'architecture de l'installation pour effectuer les opérations : 5 ans ;
- installation des équipements et essais : 3 ans ;
- installation des entreposages d'intérim : 8 ans ;
- organisation des campagnes annuelles hors d'eau (une vingtaine) : 20 ans.

Parallèlement, il faut identifier celles des actions sur les déchets du démantèlement qui doivent être effectuées hors du site, dans des installations dédiées à ces tâches plus ou moins lointaines. Il faut également disposer de places d'entreposage pour diminuer les encombrements sur le site.

Les recouvrements d'opérations doivent être étudiés : dans quelles mesures peut-on accepter de commencer le démantèlement en ayant encore des combustibles sur le site ?

Il faut également accepter d'entreposer des grands composants difficiles à découper, afin de faire décroître tel ou tel radionucléide à vie relativement brève vis-à-vis des échelles de temps des opérations de démantèlement (par exemple, le cobalt 60).

5.2. Statut des aquifères

Les objectifs de l'assainissement des sols, cités dans la section 6.4, peuvent devoir comporter celui de la nappe phréatique, des aquifères (voir [49]) liés au site, des compositions organiques liées à la végétation locale (composition, surface, volume, radioactivité, chimie, circulation...). C'est dire la nécessité d'un **cahier des charges de l'assainissement**.

Le paragraphe précédent nous a rappelé un aspect de l'importance des eaux de toutes provenances et de toutes fonctions, dans un chantier de démantèlement. Ajoutons-y la nécessité de l'usage de l'eau comme fluide de refroidissement [32] des matériaux radioactifs de l'installation en démantèlement. L'eau est aussi présente sur le chantier de démantèlement par les précipitations, les rosées, les ruissellements, la neige, les orages, l'humidité de l'air, et éventuellement les inondations. De plus, l'eau qui baignerait des corps radioactifs subit une radiolyse qui rendrait le fluide résultant actif sur le plan chimique. Les éventuelles hautes températures peuvent la décomposer et libérer de l'hydrogène¹³.

¹³ L'explosion chimique survenue à la centrale de Fukushima a été causée par l'inflammation de l'hydrogène présent dans l'enceinte, suite à la décomposition de l'eau du circuit

Il faut donc prévoir sur le site de démantèlement la possibilité de filtration, d'épuration, d'entreposage des eaux usées et des résines de filtration. Plus généralement, il faut mettre au point des procédés de traitement des eaux suivant le cahier des charges implicite cité ci-dessus. Il faut placer hors d'eau¹⁴ toutes les installations radioactives du site à mesure que le chantier évolue, traiter les résines, la floculation, les effluents liquides et les boues radioactives.

5.3. Infrastructures de démantèlement

Une tâche préalable aux travaux sur les **chantiers des sites** est de déterminer et de réaliser les **infrastructures** [32], les équipements, les outillages, les entreposages, les grues, les piscines, les rangements, les robots, les instrumentations, etc. Cela doit être effectué : (i) pour chaque site ; (ii) pour des groupes de sites (par exemple, tous les sites des UNGG) et (iii) pour l'ensemble des 58 réacteurs répartis sur les 19 sites des centrales nucléaires (par exemple, pour les entreposages, les laboratoires chauds, la réalisation de robots, etc.).

Pour ce faire, certains des équipements existants sont à conserver et éventuellement à adapter (procédés chimiques, physicochimiques). De nombreux équipements sont concernés : couvercle, échangeur de chaleur, « pressuriseur », pompes primaires, etc. Les colis, eux, sont en très grand nombre (des milliers à des centaines de milliers). Ajoutons que le colis « couvercle » de la cuve d'un REP pèse de 120 tonnes à 174 tonnes¹⁵. C'est dire l'importance des **équipements de manutention des colis**.

Pour harmoniser les transports entre tous ces grands équipements, pour les 58 réacteurs REP qui seront à démanteler dans les décennies à venir, **un cahier des charges global des transports et des exploitations de ces équipements** est donc nécessaire.

primaire, portée à très haute température par le gainage en zirconium, devant évacuer la puissance résiduelle du réacteur arrêté, donc où il ne restait plus de réaction en chaîne de fission [34].

¹⁴ « Placer hors d'eau » est l'expression courante sur tous les chantiers, pour les protéger de la pluie, de la neige, des écoulements au sol, des remontées de la nappe phréatiques, etc., et pour protéger les équipements qui sont livrés sur le site.

¹⁵ Notons toutefois que sa puissance résiduelle est négligeable et sa radioactivité d'environ 4 curies.

Tout cela est évidemment à placer dans la stratégie générale de tous les travaux de démantèlement des centrales et aussi des autres installations de l'électronucléaire (*i.e.* usines de retraitement) ^{16 17 18}.

5.4. Entreposages en cours d'assainissement - Démantèlement

Les entreposages permettent la compatibilité dans le temps des diverses opérations, tant pour le démantèlement d'un site que pour des ensembles de sites. Il est donc nécessaire de rassembler l'ensemble de tous les **ordonnements en un calendrier global**¹⁹ des travaux.

Ordonner les travaux des démantèlements en cours au fil des années exige de bien connaître leurs frontières et les conditions à ces limites durant la totalité de la durée de cette tâche. Par exemple, les **matériaux de structures des combustibles usés, déchargés du réacteur** en début de démantèlement, doivent-ils être comptés dans le démantèlement ou dans le stockage définitif des déchets radioactifs des activités liées à la radioactivité en France ? Le plus grand volume de ces déchets sera sans doute de **faible activité**. Ont-ils vocation à rejoindre les stockages définitifs de l'Aube ?

Pour les huit réacteurs UNGG, la radioactivité des déchets de tous les démantèlements des structures est estimée par l'Andra (page 252 de [68]) à 10^5 curies, dont environ le quart (en radioactivité) à vie longue et faible radioactivité. Le volume de tous ces déchets, FA, MA, HA, serait de 5 400 m³.

¹⁶ Le texte officiel de l'IAEA, en langue anglaise, est : '*Decommissioning strategies: 1: Immediate dismantling and removal of all radioactive material; 2: Deferred dismantling, placing all radiological areas into safe enclosure; 3: Deferred dismantling, including partial dismantling and placing remaining radiological areas into safe enclosure; 4: In situ disposal, involving encapsulation of radioactive materials and subsequent restriction of access;*' etc. (voir [17-20]).

¹⁷ Les phases successives d'un démantèlement figurent dans le texte officiel de l'IAEA, en langue anglaise : '*Drawing up the final decommissioning plan. Reactor core defueling. Waste conditioning on site (only for decommissioning waste). Waste shipment off site (only for decommissioning waste). Safe enclosure separation. Partial dismantling. Active safe enclosure period. Passive safe enclosure period. Final dismantling. Final survey. End of the decommissioning process*'.

¹⁸ Les exemples, au Royaume-Uni, en langue anglaise, sont '*used fuel management*': 1. *Transfer to a reactor facility.* 2. *Transfer away from reactor facility.* 3. *Storage in an on-site facility.* 4. *Storage in an off-site facility.* 5. *Shipment to a reprocessing plant.* 6. *Underwater storage.* 7. *Dry storage.* 8. *Encapsulation* (voir [89]).

¹⁹ Un exemple de calendrier au Royaume-Uni : Berkeley, 27 hectares '*Key activities 2013-2014: Continue retrieval activities in the active waste vaults and cesium removal plant. 2021: Site enters Care and Maintenance. 2070: Final site clearance achieved: 2019*'.

L'ordonnement de l'ensemble des démantèlements du parc devra définir des **étapes techniques opérationnelles et mesurables**²⁰.

5.5. Caractéristiques volumiques, massiques, thermiques, radioactives (classées par nature des radiations, gamma, bêta, alpha, neutrons)

La tâche est ample. Il faut considérer le programme général, le calendrier, l'ordonnement de commandes, des travaux, des financements, des écarts projets/réalisation, la radioprotection, l'organisation de la cohérence des chantiers, etc. De plus, la visualisation des contraintes d'encombrement stérique, particulièrement en situation post-accidentelle, nécessite de concevoir et de réaliser les **outils informatiques et numériques** adéquats qui iront de la simple base de données jusqu'à des outils de réalité virtuelle.

5.6. Spécificité des situations accidentelles

L'ensemble des réacteurs étudiés dans ce chapitre concerne les centrales nucléaires et leurs installations de cycle du combustible, arrivés en fin de vie, et arrêtés suivant les **procédures normales**. On peut se demander ce qu'il y a de commun entre les situations physiques, chimiques, mécaniques associées à leur démantèlement et la remise en catégorie libre d'emploi des réacteurs arrêtés suite à un **accident**. Nous avons donné une liste de ces réacteurs en annexe. Une référence pour le cas de Fukushima Daiichi est donnée en [60]. Pour ceux-ci, retirer les combustibles usés éventuellement endommagés, en quelque sorte de manière contrainte, entraîne des interactions entre les opérations de démantèlement et l'aval du cycle de combustible. Ces durées d'interaction sont de plusieurs décennies afin que la diminution de la radioactivité permette la poursuite des activités de démantèlement. Avant même que le démantèlement puisse commencer, la sécurisation du chantier post-accident est une étape essentielle, rendue parfois difficile par la destruction des routes, palans, véhicules habituellement utilisés. La gestion d'effluents contaminés, résultant du contact d'eau de pluie avec les éléments de centrale endommagés, est un problème qui est perçu de façon aiguë dans le cas du chantier de Fukushima.

²⁰ Ainsi, dans l'exemple des magnox du Royaume-Uni, *care and maintenance, safestore*, etc. sont de telles étapes.

Doit-on aller plus loin et observer qu'il faudra de toute façon évacuer les déchets radioactifs du chantier de démantèlement, vers un (ou des) **entreposage(s)**, puis vers un (ou des) **stockage(s)**, le calendrier de ces opérations lourdes et complexes dépendant de l'intensité de la radioactivité et de ses durées caractéristiques (nature des désintégrations, alpha, bêta, gamma, émission de neutrons, etc., et demi-vies des isotopes) ?

Le démantèlement d'**un seul réacteur** est ainsi lié à l'aval du cycle des combustibles de la **totalité du parc électronucléaire** français. Il y a aussi **interdépendance** entre les activités de démantèlement et l'entreposage et le stockage des différentes catégories de corps radioactifs. Cela implique donc des mises en commun des infrastructures, des équipements, des manutentions, des transports des types de colis (et donc de conteneurs), de l'instrumentation, des normes de radioprotection, etc.

Encadré 3 – Un autre effet de série des 58 REP (34 × 900 et 24 × 1300), des combustibles pour le démantèlement

Nous avons constaté dans l'encadré 1 que sept **effets de série** entre les REP du parc nucléaire français concernaient l'ingénierie de leur démantèlement. Cette observation s'étend aussi aux éléments combustibles. Les 58 réacteurs du parc nucléaire de la France sont de conception, de réalisation, d'évolution des perfectionnements analogues (voir document 113, page 287 de [2]), y compris quand on prend en compte que le parc comporte 34 REP 900²¹ et 24 REP 1300. Ajoutons que cette analogie est vraie aussi pour les **turbines**, les **alternateurs**, les **transformateurs**, les **condenseurs**, les **générateurs de vapeur**, les **pompes**, les **vannes**, les « **pressuriseurs** », les **systèmes de contrôle commande**, les **purgeurs**, etc., ce qui facilite plus encore leur traitement. Cet effet de série oblige à considérer le **démantèlement comme un tout pour les 58 REP**, s'étalant sur plusieurs décennies.

Au terme des sections précédentes, nous constatons qu'un ensemble de recherches scientifiques et techniques est aussi à effectuer. Il est, lui aussi, commun à tous les démantèlements des 58 REP. Cette recherche bénéficie

²¹ Les 34 REP 900 sont situés dans les centrales de Blayais, Bugey, Chinon, Cruas, Dampierre, Fessenheim, Gravelines, Saint-Laurent, Tricastin. Les 24 REP 1300 sont situés sur Belleville, Cattenom, Chooz, Civaux, Flamanville, Golfech, Nogent, Paluel, Penly, Saint-Alban. Rappel : il y a actuellement 12 réacteurs en cours de démantèlement, dont 1 REP.

elle aussi d'un effet de série : **la recherche pour améliorer ce démantèlement bénéficiera aux 58 réacteurs des 19 sites de centrales.** Une fois de plus, nous devons souligner que **les activités de démantèlement en France sont un cas très particulier dans le monde**, pour ce qui est des centrales nucléaires à eau.

6 | Sciences et techniques du démantèlement²²

6.1. Évaluation de l'état radiologique de chaque installation nucléaire : le terme source de radioactivité

Il est nécessaire pour chaque site de démantèlement de déterminer :

- la composition de la source radiologique dans le chantier, sa répartition dans l'installation, les sols, les sous-sols, les nappes souterraines ;
- son transport spontané (par exemple par les pluies, les vents, les événements météorologiques et géophysiques) ;
- sa variation, la possibilité de la manipuler, sa séparabilité ;
- l'état initial du site, l'état en cours de décontamination (avec les grandes étapes visées ou/et déjà réalisées), l'état final ;
- l'activation des bétons (voir [32]) ;
- la radioactivité et la puissance résiduelle locale²³ et globale.

²² Un texte de la NRC (*Nuclear Regulation Commission*, États-Unis) décrit, pour le public, la réponse à la question : *'How is a nuclear power plant decommissioned? Decommissioning involves removing the spent fuel, dismantling any systems or components containing activation products (such as the reactor vessel and primary loops) and cleaning up or dismantling contaminated materials from the facility. All activated materials, generally have to be removed from the site and shipped to a waste processing storage, or disposal facility. Contaminated materials may either be cleaned of contamination on site; the contaminated sections may be cut off and removed (leaving most of the components intact in the facility); Or they may be removed and shipped to a waste processing, storage or disposal facility'* [51].

²³ Tant qu'il resterait des combustibles usés en cours de refroidissement sur un chantier de démantèlement d'un réacteur nucléaire de puissance, la source chaude (thermique) locale la plus élevée du site serait dans les pastilles d'oxyde d'uranium (ou plutonium) irradié. Les radioactivités dues aux radiations gamma émises par les produits de fission, les isotopes du plutonium et des actinides mineurs, sont de l'ordre de quelques dixièmes de curies par gramme de combustible au bout de **1 heure**. La puissance résiduelle (thermique) est alors d'environ 1,5 watt par gramme. Elle sera réduite :

- à 0,6 % de la puissance nominale lors de l'arrêt (le watt/gramme) au bout d'**un jour** ;
- à 0,3 % (0,5 watt/gramme) au bout d'**un mois** ;

Encadré 4 – Les proportions des déchets radioactifs de démantèlement des réacteurs du parc français, relativement aux déchets du cycle de combustible et des autres sources de déchets

La somme de toute la radioactivité (donc de déchets radioactifs) d'un site de centrale REP du parc français, une fois les combustibles usés retirés de ce site, est d'environ 10^{18} becquerels, soit $3 \cdot 10^7$ curies. La somme en volume est d'environ 300 000 m³, et la somme en masse d'environ **800 000 tonnes**. Environ un tiers de ce volume provient de la partie dite « à accès contrôlé » (l'îlot nucléaire – « *controlled area* »²⁴), soit environ 100 000 m³, de masse environ **260 000 tonnes**. Dans la partie à accès contrôlé, environ 55 000 tonnes sont des matériaux contaminés. Dans ces matériaux contaminés, un peu moins de la moitié provient des composants métalliques de la chaudière nucléaire et un peu moins de l'autre moitié provient du béton et des débris de démolition. Nous renvoyons pour les évaluations numériques²⁵ détaillées aux références [130] et [131], pour les volumes et pour les radioactivités à [2] (voir aussi [116, 132, 138]).

Retenons déjà que :

- les proportions de ces déchets radioactifs, en TFA et FMA-VC, relativement à tous les déchets du site de démantèlement, sont de 93 % en volume.

– à 0,18 % (0,3 watt/gramme) au bout d'un an.

La puissance thermique résiduelle en pourcentage de la puissance nominale avant l'arrêt, dépendant de l'irradiation depuis le début du dernier chargement, ainsi que le détail des désintégrations nucléaires des radionucléides conduisant à ces nombres, sont exposés dans l'encadré 2 de [38].

La chaleur spécifique étant de 0,222 joule/°K (voir [29], page 45), si le combustible n'est pas refroidi, il monte à 1 000 °C en environ 10^3 secondes [77]. Rappelons, pour avoir en tête les ordres de grandeur, que, au bout d'un an après la sortie de réacteur, donc de la réaction en chaîne de fission, la puissance résiduelle du combustible est tombée à quelques dizaines de watts par gramme de combustible.

Ci-après, nous avons pris le cas du réacteur n° 1 de la centrale accidentée de Fukushima Daiichi [34] : *Immédiate* (après 1 seconde) : 6,6 % ; après 1 minute : 3,21 % ; après 1 h et 12 min : 1,73 % ; après 1 jour : 0,6 % ; après 20 jours : 0,37 % ; après 1 an : 0,21 % (voir les documents 23 à 26, des pages 220-221 de [2], voir [105]).

²⁴ *Controlled area* : la définition officielle est 'a defined area in which specific protection measures and safety provisions are or could be required for controlling exposures or preventing or limiting the spread of contamination in normal working conditions, and preventing or limiting the extent of potential exposures'.

²⁵ La référence allemande [116], qui étudie le démantèlement de tout le parc nucléaire de puissance de cette nation, donne page 79, 'figure 4.3; – typical distribution of the entire decommissioning mass', les nombres suivants en pourcentage des masses : '92 % : clearance; – 6 % :

Nous les regroupons car ces catégories peuvent être stockées au CSF MA-VC²⁶ de Soulaines (Aube) et au CST VA de Moronvilliers ;

- en FA-VL : 5 % en volume ;
- les MA-VL constituent 2 % du volume de tous les déchets radioactifs cumulés sur le site de démolition. Ces catégories de déchets radioactifs devraient pouvoir être stockées au CIGEO²⁷ ;
- les déchets de haute activité (HA), constituent moins de 0,005 % en volume de tous les déchets radioactifs du site. Ces catégories devraient pouvoir être stockées au CIGEO.

Quelques catégories particulières de déchets radioactifs d'un site de démantèlement :

- le **graphite irradié** de l'ensemble des réacteurs UNGG constitue un volume de 23 000 tonnes pour les UNGG du parc EDF, Areva et CEA (centre de Marcoule), soit 80 % en volume des déchets FA-VL. Avec l'hypothèse de colis d'un volume de 10 m³, cela fait un volume total 100 000 m³ ;
- les matériaux de la cuve ne sont radioactifs qu'à la couronne interne ;
- les absorbants du contrôle-commande sont fortement radioactifs ;
- les déchets tritiés de Brénilis-EL4, provenant des captures de neutrons par le deutérium de l'eau lourde, sont en cours de traitement. Rappelons la difficulté de traiter aussi les autres catégories de déchets tritiés (dont les fissions ternaires qui s'échappent lors d'un endommagement de gaine ou un accident de fusion du cœur, ou lors du retraitement et des captures par le fluide caloporteur. Le chantier de Fukushima en est une grave illustration).

Il faut mettre au point :

- les procédés d'identification des isotopes des actinides, des produits de fission, des activations des matériaux de structure, des impuretés (à l'état de trace activées dans les matériaux) ;
- l'instrumentation pour évaluer ces états radiologiques ;
- les techniques d'échantillonnages ;

reusable after treatment; – 2 %: radioactive waste for disposal'.

²⁶ CSF MA-VC : Centre de stockage de faible et moyenne activité à vie courte, situé dans l'Aube.

²⁷ CIGEO : Centre industriel de stockage géologique.

Encadré 5 – Quelques exemples²⁸ des corps radioactifs²⁹ présents³⁰ dans les installations nucléaires en fin de vie, quand on a évacué la totalité des éléments combustibles usés [31]

Une **première** catégorie de matériaux radioactifs constituant la source radioactive comporte les **matériaux de structure**³¹ **amovibles** avec les équipements existants (couvercle, échangeurs de chaleur, pompes, vannes, purgeurs, barres de contrôle, « pressuriseur », etc.).

Fer : les isotopes stables du fer sont le 54 (5,8 %), le 56 (91,7 %), le 57 (2,1 %) et le 58 (0,28 %) à partir desquels, des captures (n, γ) ont lieu dans le cœur du réacteur ; par exemple, le **fer 55** (β^- de 0,04 à 3,4 MeV) : demi-vie de **2,685 ans**, produit par la réaction (n, γ) sur le fer 54. Les isotopes ainsi obtenus sont : fer 59 (β^- de 1,5 MeV) : 44,6 jours, produit par la réaction (n, γ) sur le fer 58, devient le cobalt 59, stable.

Nickel : les isotopes stables du nickel sont le 58 (67,01 %), le 60 (22,2 %), le 61 (1,13 %), le 62 (3,6 %), le 64 (0,92 %). Il en résulte des réactions (n, γ) conduisant aux isotopes Ni 58 (n, γ) \rightarrow Ni 59, Ni 59 (n, α) \rightarrow Fe 57, ce qui est une des voies de production d'hélium **63 Ni** demi-vie (β^- de 0,06 MeV) : **100 ans**, produit par la réaction (n, γ) sur le nickel 62. Dans un des REP arrêtés du parc EDF, Chooz, la quantité de nickel 63 cumulée, corrigée de la décroissance radioactive a été mesurée comme environ 10^6 curies. Chaque colis d'embout contient environ 86 kg de chrome, 56 kg de nickel 59 Ni : demi-vie : 79 000 ans.

Cobalt : le seul isotope stable est l'isotope 59. La capture (n, γ) conduit à **60 Co** demi-vie (β^- de 0,3 à 1,27 MeV) : **5,27 ans**, produit par réaction (n, γ) sur le **Co 59**. Le cobalt 60 est rejeté tant parmi les effluents du parc nucléaire (petite quantité) que par les usines de retraitement comme celle de Sellafield (environ 2 curies par an, rapidement diminué par la décroissance radioactive).

²⁸ Toutes les données nucléaires citées sont celles de [21], [30] et [74].

²⁹ Signification des symboles des corps cités : Mg : magnésium, Cl : chlore, Mn : manganèse, Co : cobalt, Ni : nickel, Se : sélénium, Sr : strontium, Nb : niobium, Mo : molybdène, Tc : technétium, Pd : palladium, Sn : étain, I : iode, Cs : césium, C : carbone, Zr : zirconium, Sm : samarium, Ru : ruthénium, U : uranium, Pu : plutonium, Np : neptunium, Am : américium, Cm : curium.

³⁰ Une liste des radionucléides émis et déposés suite à l'accident de Fukushima est exposée dans [46] et [57].

³¹ Il est important de concevoir des matériaux de structure du cœur à activation par les neutrons du cœur aussi réduite que possible. Un exemple en est l'acier dit EUROFER. Les corps traces qui peuvent être activés sont : niobium, molybdène, nickel, cuivre, aluminium, titane, silicium, cobalt, etc. Ainsi, la teneur massique maximale en niobium doit être inférieure à 0,11 ppm, molybdène inférieure à 1 ppm, nickel inférieure à 10 ppm, cuivre inférieure à 10 ppm, aluminium inférieure à 1 ppm, titane inférieure à 200 ppm, silicium inférieure à 400 ppm, cobalt inférieure à 10 ppm [63, 64].

Chrome : les isotopes stables sont le 50 (4,3 %), le 52 (83,7 %), le 53 (9,5 %), le 54 (2,3 %). Les captures (n, γ) conduisent à des isotopes du Cr à des demi-vies très courtes (ainsi que leurs descendants, isotopes du vanadium), comparées aux délais du démantèlement.

Niobium : le seul isotope stable est le 93, qui par la réaction (n, γ) \rightarrow 94 Nb de demi-vie (β^-) : 20 000 ans dont les propriétés physicochimiques font problème.

Le **manganèse 55** est le seul isotope stable. L'isotope **53 Mn** a une demi-vie (β^- 3,4 MeV à 0,37 MeV) de $3,74 \cdot 10^6$ ans. L'isotope **54 de Mn**, de demi-vie de 312 jours.

Une **deuxième** catégorie comporte les constituants de **structure non amovibles** (cuve, piscine, circuits soudés des fluides, etc.).

Ces isotopes radioactifs produits par l'irradiation [33] des matériaux de structures et des « constituants trace³² irradiés » sont notamment :

53 Mn : demi-vie : $3,7 \cdot 10^6$ ans.

54 Mn : demi-vie : 312,2 jours.

93 Mo : demi-vie β^- (de 0,9 à 3,6 MeV) : 3 500 ans, produit par la réaction (n, γ) sur Mo 92, de teneur isotopique 14,77 %. Les autres isotopes stables de Mo sont les isotopes 94 (9,23 %), 95 (15,9 %), 96 (16,6 %), 97 (9,5 %), 98 (9,6 %).

94 Nb : demi-vie β^- : 20 000 ans.

63 Ni : demi-vie : 100 ans.

59 Ni : demi-vie : 79 000 ans.

60 Co : demi-vie : 5,27 ans.

14 C : demi-vie : 5 730 ans.

36 Cl : demi-vie : $3,02 \cdot 10^5$ ans. Émetteur β^- d'énergie maximale 0,71 MeV.

Rassemblons dans une **troisième** catégorie d'autres matériaux radioactifs³³, tels que :

- les composés du tritium (eau tritiée) ;

³² Par exemple, les impuretés de chlore dans le graphite qui, irradiées, constituent le ³⁶Cl.

³³ Voir dans [2] les documents 8 (respectivement 10, 11, 15, 18, 84 à 86) de la page 208 (respectivement, 210 à 215, 268-269).

- les graphites contenant du chlore³⁴ ^{36}Cl : ^{36}Cl , demi-vie $3,01 \cdot 10^5$ ans ;
- le C 14. Ainsi, dans le graphite irradié des 6 UNGG du parc électro-nucléaire français, la radioactivité du ^{36}Cl est environ 10 fois celle du tritium et 100 fois celle du C 14 ;
- Sb (antimoine) ^{125}Sb de demi-vie β^- de 2,77 ans.

Les structures en **béton** jouent un rôle de radioprotection (*shielding*). Les noyaux lourds nécessaires pour les fonctions d'ingénierie, les noyaux trace issus des stades de fabrications, etc., donnent lieu à des activations par les neutrons fuyant du cœur du réacteur (environ 2 % par neutron de fission³⁵ naissant dans le cœur : voir le document 123, page 295 de [2]). Parmi ces noyaux radioactifs du béton en cours de démantèlement, provenant de capture d'un neutron par les noyaux cobalt 59, baryum 132, césium 133, europium 153, holmium 155, ceux qui posent le plus de problèmes pour la radioprotection sont (voir la table 16, page 55 de [132]) : cobalt 59 (100 % du cobalt naturel) → cobalt 60 (demi-vie 5,27 ans) ; baryum 132 (0,01 % du Ba naturel) → baryum 133 (demi-vie 10,5 ans) ; césium 133 (100 % du césium naturel) → césium 134 (demi-vie 2,1 ans) ; europium 151 (47,8 % de l'euro-pium naturel) → europium 152 (demi-vie 13,33 ans) ; europium 153 (52 % de l'euro-pium naturel) → europium 154 (demi-vie 8,8 ans) ; holmium 165 (100 % de l'holmium naturel) → holmium 166 (demi-vie 1 200 ans).

- les laboratoires spécialisés pour ce faire³⁶ ;
- les mesures de radioactivité et la dosimétrie ;
- les mesures des sources de rayonnement α , γ .

Encadré 6 – Corps radioactifs dans le cas où des éléments combustibles usés seraient encore présents sur le site de démantèlement

Dans le cas où il reste des **éléments combustibles usés** sur le site de démantèlement d'un réacteur, soit parce qu'on n'a pas trouvé où les évacuer, soit qu'il y ait eu un incident au cœur du réacteur qu'on veut démanteler, les sources principales de radioactivité provenant de ces combustibles usés sont :

³⁴ La chimie du chlore (structure électronique : $3s^2 3p^5$) en fait un élément très mobile. Il est difficile à traiter, et donc à décontaminer (communication de R. Guillaumont et notamment [78]).

³⁵ Voir [61, 127, 128].

³⁶ Par exemple, l'ITU, Institut des transuraniens de Karlsruhe (Union européenne).

Une première catégorie comporte les produits de fission^{37 38 39} (voir [34]) :

137 Cs : demi-vie 30 ans	93 Mo : demi-vie 3 500 ans
90 Sr : demi-vie 29,1 ans	99 Tc : demi-vie : $2,1 \cdot 10^5$ ans
94 Nb : demi-vie $2,3 \cdot 10^4$ ans	131 I : demi-vie : 8,02 jours
99 Tc : demi-vie $2,13 \cdot 10^5$ ans	129 I : demi-vie : $1,57 \cdot 10^7$ ans
129 I ⁴⁰ : demi-vie $1,57 \cdot 10^7$ ans	106 Ru (ruthénium) : demi-vie β -376 jours. Sa chimie [67] en fait un cas particulier lors du retraitement. Il doit être séparé et rejeté dans les effluents liquides.
107 Pa : demi-vie $6,5 \cdot 10^6$ ans	
93 Zr : demi-vie $1,53 \cdot 10^6$ ans	
135 Cs : demi-vie $2,3 \cdot 10^6$ ans	126 Sn (étain) : demi-vie $1 \cdot 10^5$ ans
93 Zr : demi-vie $1,5 \cdot 10^6$ ans	147 Sm : demi-vie $1,0 \cdot 10^{11}$ ans

³⁷ La masse de produits de fission engendrée dans une tonne d'uranium enrichi à 3,25 %, irradiée dans un REP irradié à 33 GW·jour/tonne métal lourd initial, est de 33,9 kg/tonne (dont 3,5 kg de Zr, 3,2 kg de Mo, 0,9 kg de Sr, 0,36 kg de Kr, 0,77 kg de Tc, 2,4 kg de Ru, 1,1 kg de Pd, 0,22 kg d'I, 0,45 kg de Te, 5,3 kg de Xe, 2,7 kg de Cs). Ces masses de produits de fission à sortir du chantier ne posent donc pas de problèmes techniques. Ce sont les **radioactivités** qui entraînent des difficultés. C'est pour ne pas la disperser qu'on **dilue** les produits de fission d'un facteur 100 (rien qu'en les laissant dans l'uranium irradié) à 1 000 (en les plaçant dans des verres).

³⁸ Les corps cités dans cette note comme produits de fission (en suivant le vocabulaire usuel des publications scientifiques), sont plus précisément des **descendants radioactifs bêta** des produits de fission directement issus d'une fission. Par exemple, le 137 Cs est le descendant de 137 I (demi-vie 24 secondes) → 137 Xe (demi-vie 3,9 minutes) → 137 Cs (demi-vie 30 ans) → baryum (demi-vie stable).

³⁹ Nous citons des produits de fission tels que le césium à propos d'activités de **démantèlement de réacteur nucléaire sans accident**, que nous appelons aussi en fonctionnement nominal.

1. En effet, pendant l'irradiation d'un crayon, en fonctionnement nominal, il arrive qu'une **gaine de combustible** présente un **défaut d'étanchéité**, telle qu'une fissure de taille microscopique (en moyenne, une fois par an et par REP). Des produits de fission gazeux (krypton, xénon, etc.) ou volatils (césium, strontium, etc.) peuvent alors être entraînés par le flot du circuit primaire et être déposés sur les parois des circuits, des pompes, des vannes, etc., hors du réacteur [77].
2. Un autre type d'incident est la **radiolyse de l'eau**, suite à un contact eau/combustible.
3. Des **seuils** au-delà desquels le réacteur doit être arrêté sont définis par des normes (i.e. : 0,03 curies/kilogramme d'eau).

⁴⁰ Il y a une différence considérable entre les produits de fission présents dans le cœur d'un REP en fonctionnement et ceux éventuellement présents pendant le démantèlement. Ainsi, les isotopes de l'iode présents dans un REP en fonctionnement seraient le 127, 128, 129, 130m, 130f, 131 (10⁸ curies), 132m, 132f, 133m, 134m, 134f, 135, 136m, 136f, 137, 138, 139, 140, 141 (voir document 76, page 262, de [2]). Quand le réacteur aurait été arrêté, il ne resterait plus que l'iode 127 stable (2,2 kg), l'iode 129 (9,6 kg, de demi-vie $1,6 \cdot 10^7$ ans), l'iode 131 (0,6 kg, de demi-vie 8,04 jours). Donc pendant le chantier, l'iode 131, au tout début, et l'iode 129 (2 curies) pendant toute la durée du chantier sur le site, doivent être stockés soigneusement.

79 Se (sélénium) : demi-vie β 4,8·10 ⁵ années	151 Sm : demi-vie 90 ans
87 Rb : demi-vie 6·10 ¹⁰ ans	125 Sb (antimoine) : demi-vie β - de 2,77 ans ⁴¹

Parmi les produits de fission⁴² présents dans les éléments combustibles d'un réacteur que l'on arrête, mentionnons les **produits de fission gazeux** (xénon 133, 4,3 % ; xénon 135, 6,4 % ; krypton 85, 1,30 %) qui suivront le destin des éléments combustibles déchargés, quels que soient ces devenirs. Citons le **krypton 85**⁴³, de demi-vie (β - de 0,6 MeV) de **10,7 années**, Les gaz de fission sont sous forte pression due à leur accumulation. En fin d'un cycle du combustible, la radioactivité du Kr 85 contenue dans le combustible est de l'ordre de 10⁶ curies. Pour une usine de retraitement comme celles de Sellafield ou de La Hague, les rejets annuels de ces gaz de fission sont de l'ordre de 10⁷ curies. Dans un chantier de démantèlement, ces gaz sous pression seront présents dans tous les éléments combustibles tant que ceux-ci demeureront sur le site.

⁴¹ Le panache marin des rejets des usines de séparation chimique est suivi par les mesures de l'antimoine 125, dans la mer du Nord, jusqu'au long des côtes des nations scandinaves [76, 110].

⁴² On peut se demander s'il serait possible **transmuter** les produits de fission (ou certains d'entre eux, soit à cause de leur faculté de migrer dans les sols, soit à cause de leur demi-vie comme l'iode 129 ou le césium 135) en corps stables. Une première possibilité serait de constater que ces isotopes sont dans le **flux de neutrons des cœurs des REP** (3·10¹⁴ neutrons/cm².seconde) et y restent pendant la durée d'un cycle de, par exemple, 3 ans d'utilisation de la réserve de réactivité du combustible chargé en réacteur. Les durées d'irradiation à puissance nominale pour transmuter la moitié de ces produits de fission seraient, respectivement : Se 79 : 18 ans ; Zr 93 : 78,5 ans ; Tc 99 : 13,2 ans ; Pd 107 : 26 ans ; Sn 126 : 2 800 ans ; I 129 : 30,5 ans ; Cs 135 : 30 ans ; Cs 137 : plusieurs milliers d'années. Constatons que cette opération est impossible avec les connaissances et les technologies actuelles. Si on envisageait de séparer ces produits de fission et de les transmuter dans un flux **de neutrons rapides** (avec, par exemple, un flux de neutrons de 4·10¹⁵ neutrons/cm².seconde), ces durées deviendraient respectivement : Se 79 : 59,5 ans ; Zr 93 : 48,1 ans ; Tc 99 : 8,7 ans ; Pd 107 : 5,3 ans ; Sn 126 : 740 ans ; I 129 : 14,8 ans ; Cs 135 : 25,6 ans ; Cs 137 : 240 ans. Constatons que ce dessein n'est pas plus réaliste. La seule issue pour des éventuels produits de fission, dans le cas d'un démantèlement de réacteur gravement endommagé (c'est le cas pour les sites de Three Mile Island, Tchernobyl, Fukushima), serait donc de les stocker définitivement, en veillant à les refroidir continuellement jusqu'à ce que leur puissance thermique puisse être évacuée passivement (voir les documents 23, 24, 25, 26, 43, 44, 45, pages 220, 221, 229, 230 de [2]). En attendant cette possibilité, un entreposage dans un conteneur refroidi passivement par gaz pourrait rester sur le site de démantèlement jusqu'à ce qu'il soit suffisamment refroidi pour être transportable sur le site de retraitement.

⁴³ La chaîne conduisant au Kr 85 est : le produit de fission : sélénium (demi-vie : 40 secondes) → brome 85 (demi-vie 3 minutes) → Kr 85 + (demi-vie : 4,4 heures) → 0,225 Kr 85 (demi-vie : 10,7 ans) → rubidium 85 stable.

Une troisième catégorie⁴⁴ comporte les actinides⁴⁵ (voir [34] et [85]) :

239 Pu : demi-vie 2,411.10 ⁴ ans [28, 29]	Dans le cas de cycle du combustible au thorium, il faut y ajouter :
239 Np : demi-vie 2,365 jours	232 Th (thorium) ⁴⁶ : demi-vie 1,4.10 ¹⁰ ans
240 Pu : demi-vie 6 563 ans	233 Th : demi-vie 22 minutes
241 Pu : demi-vie 14,36 ans	232 U : demi-vie 68,9 ans
238 Pu : demi-vie 87,74 ans	233 Pa : demi-vie 27 jours
237 Np : demi-vie 2,144.10 ⁶ ans	233 U : demi-vie 1,59.10 ⁵ ans
241 Am : demi-vie 432,2 ans	210 Po : demi-vie 138 jours
244 Cm : demi-vie 18,1 ans	208 Tl (thallium) : demi-vie 3 minutes
234 U : demi-vie 2,45.10 ⁵ ans	
236 U : demi-vie 2,34.10 ⁷ ans	

6.2. Éléments nouveaux du démantèlement comparés aux activités nucléaires pratiquées depuis les années quarante et cinquante

Une des difficultés du démantèlement des réacteurs à eau sous pression provient de la différence fondamentale des critères pour l'optimisation des diverses activités nucléaires concourant à la production d'énergie électrique.

⁴⁴ On peut s'interroger sur le sort de ces **actinides**, pendant le démantèlement d'une centrale. Une possibilité étudiée est de les utiliser comme combustible de la fission dans les réactions en chaîne. Cela a été démontré pour les isotopes du plutonium [33]. L'aspect tenue de la substance (par exemple, un oxyde) contenant l'actinide en flux de neutrons a été démontré pour l'américium (expériences de superfact dans le réacteur Phénix [125]). C'est dire que le sort préférable pour les actinides qui seraient encore sur le site est de les envoyer tous, dès que possible, à l'usine de retraitement, afin d'en fabriquer des cibles à irradier, si cette opération est réaliste.

⁴⁵ Aux isotopes 234 et 236 de l'uranium près, ces actinides proviennent tous des irradiations [38] successives de l'isotope 238 de l'uranium naturel. Ils sont, pour la plus grande partie, issus des MOX irradiés (voir document 11 page 210, document 15 page 212, document 17 page 216, document 23 page 220, document 25 page 221, de [2]). Leur puissance thermique est substantielle. Elle impose donc des délais de refroidissement. Ce phénomène sera aussi à prendre en compte par les autres producteurs d'électricité ayant irradié des MOX : Royaume-Uni, Suède, Allemagne, Japon, Belgique...

⁴⁶ Les isotopes **en italique** sont associés au cycle du thorium (voir [85]).

1. **La conception de la cuve du réacteur** (voir [40]), qui vise à faire coexister dans un volume minimum plusieurs fonctions : réaction en chaîne stable, contrôle-commande du réacteur, maintien de la criticité du cœur pendant que la variation de la réactivité causée par la disparition progressive des noyaux fissiles et l'augmentation des noyaux stériles absorbants fait diminuer progressivement cette part de la réactivité, chargement et déchargement des éléments combustibles, efficacité des barres de contrôle à assurer en toutes situations, maintien de la qualité de la première barrière que constitue les gaines des crayons combustibles, formation d'écoulements laminaires dans chaque canal adjacent aux crayons combustibles, maintien d'une circulation du caloporteur pour évacuer la puissance résiduelle en cas d'arrêt du réacteur, etc.
2. **Les nécessités du démantèlement** de cette partie de l'îlot nucléaire. Il s'agit avant tout sur un tel chantier de découpler tous les composants du réacteur, pour assurer à chacun d'entre eux le meilleur outillage, la meilleure radioprotection, la durée minimale de l'opération sur chaque composant.

La longue liste de **1**, comparée à la brève phrase de **2**, résume de fait la dissemblance⁴⁷ des fonctions 1 et 2 à assurer, successivement, dans la durée. Ces contrastes sont commentés dans l'encadré 7.

Encadré 7 – Dissemblance entre conception du réacteur pour un fonctionnement nominal et contrainte de démantèlement

La fonction de réaction nucléaire de fission en chaîne avec modération par les noyaux de l'hydrogène de l'eau liquide, pour les REP, entraîne un cœur très dense comportant 193 assemblages de combustibles (cas du REP 1300). Il faut confiner les produits de ces fissions. Trois barrières y participent : la gaine du combustible, la cuve du réacteur et l'enceinte de confinement (le dôme de cette enceinte, pour le cas du REP 1300 de Flamanville, pèse 260 tonnes). Lors du démantèlement, les gaines seront évacuées avec les combustibles usés.

⁴⁷ Il existe un autre tri qui se joue aussi dans la durée de la vie du réacteur : provoquer des fissions dans un isotope d'actinide, c'est transformer un noyau à demi-vie très longue en deux noyaux avec un excédent de nombre de neutrons relativement à la ligne de stabilité, donc subissant jusqu'à 4 à 5 désintégrations bêta avec des demi-vies de l'ordre de la seconde jusqu'à des années (sauf les exceptions à demi-vie longue : I 129, Tc 99, Cs 135, Pd 107, Zr 93, etc.). Les neutrons issus de ces fissions vont activer les matériaux de structure en des noyaux radioactifs bêta, voisins de la ligne de stabilité, de demi-vie se comptant en années. En résumé, pendant le fonctionnement nominal, on est parti de matériaux à demi-vie longue et on a abouti à des matériaux de demi-vie courte. On a concentré dans le temps. Au contraire, pendant le démantèlement, on sépare les corps radioactifs, candidats au statut de déchets entre vie longue, vie moyenne et vie courte.

Pour assurer la fonction d'évacuation de l'énergie thermique (3 800 MW thermiques, cas du REP 1300) hors du cœur du réacteur, à une température aussi haute que possible, il faut créer et maintenir une pression du fluide caloporteur, l'eau, d'environ 155 bars, ce qui permet une température de sortie de l'eau du réacteur de 330 °C⁴⁸ (entrée à 293 °C). Ceci entraîne qu'il faut une épaisseur de **cuve** de 22 cm pour résister à cette pression.

Pour que le rayonnement gamma issu du cœur ne détériore pas trop le matériau (acier inoxydable) de la cuve, il faut l'absorber par une épaisseur de matériau entre le cœur et la cuve. Ceci augmente encore le diamètre de la cuve. Il reste à évacuer cette gigantesque cuve (hauteur de 12 mètres, diamètre interne de 4,4 m, masse de 330 tonnes).

Pour évacuer la cuve, il va falloir enlever le couvercle (masse : 130 tonnes), en extraire toutes les structures internes, très radioactives, la découper, manutentionner les morceaux avec des appareils de levage, les entreposer sur le site, puis les évacuer vers un entreposage provisoire (voir [113]). La fonction de contrôle-commande du réacteur est assurée par 57 barres absorbantes (donc très radioactives) commandées par des mécanismes placés en haut de la cuve, attachés au couvercle, afin de bénéficier de la force de gravité en cas d'incident sur l'insertion dans le cœur. Il faut enlever ce couvercle et en démonter les divers équipements pour pouvoir travailler sur le découpage de la cuve. Les 57 barres de contrôle d'un REP 1300 ne doivent pas pouvoir remonter et un verrouillage passif doit les maintenir. Ces barres ont recueilli la radioactivité des matériaux absorbants. Leurs mécanismes de guidage doivent être rigides et souples à la fois. Il faudra développer les moyens de détection à distance, de travail à distance, de manutention et d'entreposage spécifique.

La fonction de transfert de chaleur du fluide primaire (qui peut avoir été contaminé) à un fluide qui ira vers la turbine et la traversera est assurée par les échangeurs de chaleur. Là se rencontrent la très haute énergie d'origine nucléaire et les capacités de transfert de la chaleur thermique classique, qui sont très inférieures. Ce contraste se solde par une très grande surface d'échange et donc un gigantisme des échangeurs de chaleurs, chef-d'œuvre de chaudronnerie. Leur surface intérieure peut être contaminée. Il va falloir les décontaminer, les découper, les « coliser », sur le site, et les évacuer vers un entreposage transitoire. Pour donner un ordre de grandeur des travaux de démantèlement hors de l'îlot nucléaire, signalons que chaque **générateur de vapeur** d'un PWR a une masse d'environ 300 tonnes.

⁴⁸ Cette température de sortie du réacteur permet une température d'entrée dans la turbine de 285,3 °C, et un rendement de 34,6 % (tous ces nombres sont donnés dans la référence [100]).

La radioactivité totale, au bout d'une vingtaine d'années, d'un générateur de PWR est d'environ 300 curies. Elle se décompose en : cobalt 58, 82 % ; Co 60, 9 % ; Ni 63 : 9 % ; Ni 63 : 9 % ; Fe 55 : 9 %. La dose⁴⁹ dite collective⁵⁰ du personnel participant à une telle opération de démolition d'un générateur de vapeur de PWR, est d'environ 70 homme-millisievert (c'est une référence expérimentale à choisir pour minimiser toute possibilité de risque expérimental, afin qu'elle soit inférieure à ce que le vivant reçoit des processus naturels géologiques).

La masse de chaque **bouilleur des Magnox** du Royaume-Uni est de 310 tonnes. Leur radioactivité est, au bout d'une vingtaine d'années de refroidissement, d'environ 1 curie, dont 35 % venant de tritium, 13 % venant du C14, 10 % du C14, 3 % venant du Ni 59, autant du Ni 63 et 3,5 % du Fe 55.

Le délai de 20 ans permet la décroissance du tritium (demi-vie 12 ans), du cobalt 60 (demi-vie 5,27 ans), du fer 55 (demi-vie 2,7 ans).

Le lecteur peut s'interroger sur l'existence de **différences qualitatives** entre les déchets radioactifs issus d'un chantier de démantèlement et ceux issus du cycle de combustible. Quelques éléments sont donnés dans l'encadré 8.

Encadré 8 – La cuve, deuxième barrière de la radioactivité et handicap majeur de la déconstruction

La cuve est partiellement protégée des rayonnements du cœur (i.e. les émissions de neutrons) et des γ . Sa grande épaisseur (22 cm) comparée à la distance d'atténuation des γ dans son matériau (i.e. 0,0595 cm²/gramme dans le fer, soit 0,46 cm⁻¹ dans le fer de densité massique 7,8 g/cm³

⁴⁹ La **dose**. C'est une mesure de l'énergie déposée par les radiations dans une cible. La **dose équivalente**, notée H_T . 'The quantity $H_{T,R}$ defined as $H_{T,R} = w_R \cdot D_{T,R}$, where $D_{T,R}$ is the absorbed dose delivered by radiation type R averaged over a tissue or organ T and w_R is the radiation weighting factor for radiation type R'.

⁵⁰ La **dose collective** est la somme des **doses individuelles**, sur une cohorte de nombre arbitraire de personnes.

La dose effective E est la somme de toutes les doses équivalentes des tissus, chacune étant multipliée par le facteur de poids de chaque tissu. $E = \sum w_T \cdot H_T$ où H_T est la **dose équivalente** dans le tissu T et w_T est le facteur de poids pour le tissu T. De la définition de la dose équivalente, il s'en suit que $E = \sum w_T \cdot \sum w_R \cdot D_{T,R}$ où w_R est le facteur de poids pour la radiation R et $w_{T,R}$ est la dose absorbée moyenne dans le tissu ou l'organe R (voir pages 104-105 de [136]).

pour des γ de 1 MeV⁵¹, donc une distance d'atténuation de 2,15 cm, soit environ 10 distances d'atténuation à travers les 22 cm de la cuve) fait que la densité de flux gamma, quand on va de la surface interne à la surface externe, varie considérablement ($2 \cdot 10^4$). Pour les neutrons, l'atténuation s'accompagne d'une diminution d'énergie cinétique⁵². Les captures de ces neutrons conduisent à la formation de radionucléides, eux-mêmes émetteurs de rayons bêta et de rayons gamma. Tout compte fait, l'atténuation à travers la cuve des divers rayonnements gamma est de quelques 10^4 , et de 40 pour les neutrons, ce qui nécessite de classer les matériaux de la cuve irradiée comme des déchets radioactifs (voir [92]).

Les déchets de déconstruction de la cuve sont donc en quantité infime du point de vue des densités de noyaux radioactifs, mais importants par leur radioactivité. Leur agitation thermique est d'une énergie de 1/40 eV. Mais l'énergie d'émission du rayonnement est de l'ordre 10^6 eV. Il sera difficile de les saisir pour les trier. Mais on pourra facilement les repérer par leurs émissions.

Les structures de **béton** qui entourent la cuve et le circuit primaire sont également hétérogènes.

Ces émissions de radioactivités par unité de masse des **matériaux de l'îlot nucléaire** ou de volume sont inférieures au $10\ 000^{\text{e}}$ des radioactivités par unité de masse ou de volume rencontrées pour le **cycle de combustible**. Faut-il les traiter ensemble ou bien séparer leurs processus de conditionnement, d'entreposage et de stockage définitif ?

Encadré 9 – Diluer, rassembler, concentrer

Peut-on comparer la radioactivité issue du démantèlement d'un réacteur nucléaire et celle du cycle de combustible ?

⁵¹ Les rayons gamma du cœur sont la somme de : (i) des gammas prompts émis lors des fissions, (ii) des gammas émis par les produits de fission, (iii) des gammas émis lors des captures de neutrons par les divers matériaux traversés par les neutrons, (iv) des gammas issus lors de la diffusion inélastique des neutrons rapides par les noyaux des matériaux traversés.

⁵² La section efficace dite de « *removal cross section* » des neutrons dans le fer est d'environ 2 bars, soit pour la section macroscopique $\Sigma = 0,168 \text{ cm}^{-1}$, soit une longueur d'atténuation d'environ 6 cm dans le fer, soit une atténuation de 40 à travers l'épaisseur de la cuve. Le flux de neutrons étant d'environ 10^{14} neutrons/cm²-secondes, le flux de neutrons à la face externe est d'environ 10^{12} neutrons/cm²-seconde, ce qui nécessite une protection supplémentaire. Protéger la cuve des neutrons issus du cœur est donc une fonction majeure pour faciliter le démantèlement.

La radioactivité à laquelle on sera confronté pendant le démantèlement sera celle des matériaux de structures, éventuellement de contrôle-commande, de chargement/déchargement et de fonctions thermodynamiques à l'intérieur de la cuve et du couvercle, et celle éventuellement transportée dans le circuit primaire. Cette radioactivité a été créée par les captures de neutrons, tant des intérieurs de cuve, de couvercle, que par les absorptions des rayons gamma. La concentration de ces noyaux dans ces matériaux résulte des fuites des neutrons hors du cœur, soit environ 2 % des neutrons issus de fission (voir documents 122, page 294 et 123, page 295 de [2]).

Au contraire, le nombre de produits de fission, donc facteurs de radioactivité, est d'environ 40 % par neutron issu de fission. De plus, ces produits de fission radioactifs restent confinés, concentrés, dans le crayon combustible, à l'intérieur de la gaine.

Les fuites de neutrons hors du cœur traversent tous les matériaux, irradiant la quasi-totalité des matériaux du volume (environ 200 m³) intérieur de la cuve, ainsi qu'une faible épaisseur de celle-ci. Ces noyaux radioactifs sont donc très dilués en concentration volumique, comparés à ceux contenus dans les crayons. Cela explique la faible quantité de déchets de haute activité engendrée par le démantèlement d'un réacteur. Les déchets seront surtout de moyenne et de faible radioactivité.

Une règle fondamentale est d'interdire toute dilution et tout mélange des substances radioactives.

6.3. Traduction réglementaire des effets biologiques sur le vivant

Cela a-t-il un sens physique de séparer les déchets de démantèlement radioactifs de ceux qui ne le seraient pas ? Peut-on donner un autre sens en prenant en compte les lésions biologiques sur le vivant ?

Les opérations sur un site de démantèlement nécessitent de déterminer ce qui est radioactif et ce qui ne l'est pas. Pour ce faire, des études de radioprotection ont été poursuivies depuis plusieurs décennies. Elles ont abouti à des réglementations internationales exposées dans les références [118], [119], qui reposent sur les bases de radioprotection exposées dans [80], [102], [123]. Une réflexion sur ce sujet figure dans la référence [124]. Elles conduisent à définir les notions d'exclusion, d'exemption et de *clearance* (voir [137] et [138], et plus récemment, dans le cadre de l'IAEA : [141-146]).

Un exemple de critère de seuil relatif à une masse de déchets radioactifs : ont été définies :

- une dose maximale par unité de durée de l'exposition, donc en sievert pour une quantité donnée et pour un individu. Le critère de base est qu'il ne soit plus nécessaire, en dessous de ce seuil, de contrôler la dose reçue par l'individu d'une population donnée. Cette garantie a été de choisir un niveau de dose effective de 10 microsievert par année ;
- une dose collective pour un groupe donné d'individus, si petite qu'elle ne requiert pas de contrôle. La traduction numérique en est que la dose potentielle effective collective reçue pendant un an n'excède pas 1 individu-sievert.

Encadré 10 – Classifications des déchets radioactifs selon le nombre de désintégrations par unité de masse

Puisque certaines des classifications des déchets radioactifs sont définies par un nombre de désintégrations par unité de masse, on pourrait, en diluant ces substances, diminuer autant qu'on le veut. Cette disposition est interdite par les règlements internationaux. Ainsi, pour la Suède⁵³, les catégories sont :

- *non contaminated* ;
- *very low low* : 0-1 becquerel/gramme, 16 000 tonnes de métal et 170 000 tonnes de béton pour un réacteur à eau bouillante de Suède [115] ;
- *low low* : 1-20 becquerels/gramme ;
- *low medium* : 20-100 becquerels/gramme ;
- *low high* : 100-1 000 becquerels/gramme ;
- *high* > 1 000 becquerels/gramme.

6.4. Intervention en milieu hostile

Les interventions en milieu hostile sont de natures très variées. Elles consistent à : découper, séparer, trier, enlever, déplacer, décontaminer, réhabiliter les sols et les sous-sols, entreposer sur chantier, fabriquer des colis.

⁵³ Les activités de démantèlement de la Suède sont étudiées, ainsi que pour toutes les nations nucléaires de l'OCDE, par la Nuclear Energy Agency, NEA/OCDE (voir [22-25]).

- Le traitement de fragments de **combustibles irradiés**, leur tri et, éventuellement, leur rassemblement et la fabrication de colis radioactifs les contenant, plus ou moins pris dans des matrices assurant leur isolement et leur encapsulation, ne sont à considérer ici que si le réacteur en cours de démantèlement a subi *un accident concernant son cœur*. Cela peut concerner des combustibles sous forme d'oxyde pour les REP ou sous forme métallique pour les UNGG ou bien les réacteurs de recherche ou les réacteurs de propulsion. Dans de tels cas, il faut prévoir une ou des durées de refroidissement de ces corps radioactifs avant leur isolement dans un colis, et donc mettre au point les équipements pour les **refroidir** [34] et prévoir les modalités de leur entreposage sur le site jusqu'à un refroidissement suffisant pour que ces déchets soient transportables (voir [70]).
- Une des clés nécessaires pour transformer l'assemblage de volume optimal qu'est un réacteur nucléaire de puissance en un ensemble de fragments susceptibles de tri et de manutention, avec l'assurance d'une radioprotection efficace pour le personnel du site, est la mise au point :
 - i. de **processus de découpage** adéquats [45] (en particulier pour les fortes épaisseurs telles que celles de la cuve), avec procédé au laser [35] ;
 - ii. de **techniques de manutention** adaptées aux opérations en milieu radioactif, à chaud et pour des matériaux hétérogènes ;
 - iii. de **transport** sur le chantier, sur le site ;
 - iv. et de possibilité **d'évacuation** hors du site grâce à l'existence de lieux **d'entreposage** adaptés à l'accueil de ces déchets radioactifs.
- Les techniques de « **remédiation** » **des sols** (voir [49], [81]), leur assainissement vis-à-vis de la présence de matériaux radioactifs, sont un des sujets de ce séminaire.
- Il sera crucial d'assurer une **traçabilité** des matériaux, des objets, des dispositifs de mesure, de l'instrumentation utilisée, du sens des échantillons. C'est dire l'importance des techniques de **triage**. La caractérisation des isotopes peut être utilisée avec l'instrumentation spécialisée des laboratoires⁵⁴.
- Les procédés de **séparation** : les matériaux solides et les effluents devront pouvoir être traités sur le site par des procédés chimiques [42]

⁵⁴ Par exemple, caractériser les isotopes des actinides à l'Institut des transuraniens (ITU) de l'Union européenne à Karlsruhe.

et physicochimiques menant à des dissolutions, à des précipitations, des filtrations, des adsorptions, etc.

- L'instrument privilégié de l'action sur le site sera l'obtention de mesures par des prélèvements d'**échantillons** au moyen d'analyses non destructives quand cela est possible.
- Parmi les traitements des déchets et effluents issus des travaux de démantèlement, soulignons le cas des ciments, bétons, des corps pulvérulents producteurs d'aérosols, des liquides organiques, des liquides organo-halogènes, etc.
- Le fonctionnement d'un tel chantier de démantèlement nécessite tant un (ou des) **entrepôts(s)** sur le site du chantier que un ou des entrepôts(s) extérieur(s) au site de démantèlement, et donc les moyens de manutention, de transport et d'exploitation de ces entrepôts. Pour ce faire, il faut estimer les volumes, les masses, les radioactivités, les demi-vies, les flux massiques, les puissances thermiques à évacuer et la durée de ces entrepôts.
- La conception, la fabrication, le remplissage, la fermeture définitive, la surveillance de la thermique et de la radioactivité, la traçabilité, et bien entendu l'étanchéité des conteneurs de ces colis sont des tâches prioritaires. Il faut aller vers des colis ressemblant aux *containers* des transports maritimes, avec un nombre de catégories à géométrie extérieure aussi réduit que possible. Leurs normes doivent être compatibles entre fabricants et exploitants, non seulement dans un pays, mais aussi aux échelles européenne et mondiale. Ceci permet des constructions en série et des types d'équipements de manutention moins nombreux et compatibles entre eux et toutes fonctions envisagées à l'échelle internationale⁵⁵. Comme indiqué ci-dessus, une caractéristique essentielle d'une catégorie de colis, avec sa radioactivité⁵⁶, est la puissance thermique qu'elle dégage. Ainsi, les colis CSD-V⁵⁷, qui sont les plus radioactifs, ont, à la fin de leur fabrication, une puissance thermique d'environ 2 000 watts. Après une durée de 50 ans,

⁵⁵ Un exemple d'une telle normalisation est celui des porte-conteneurs des transports maritimes.

⁵⁶ « Le contenu moyen d'un colis de moyenne radioactivité ou de haute radioactivité est, pour 1 m³ de colis, 2,35 tonnes de verres nucléaires, 0,46 tonne d'acier inox, 3,1 tonnes de coques et embouts compactés et 0,9 tonne d'acier inoxydable, 0,5 tonne de coques et embouts enrobés dans 1,5 tonne de ciment et 0,35 tonne d'acier. » (voir les encadrés 5 et 6 de [71]).

⁵⁷ CSD-V : Colis standard de déchets vitrifiés. L'entrepôt qui les contient, placé au centre de retraitement de La Hague, a une capacité d'accueil de 4 320 colis. Les ateliers de vitrification dit R7 et T7 peuvent accueillir 12 420 colis. Cet entrepôt est formé de 2 modules de 180 puits, chaque puits pouvant accueillir et refroidir 12 colis. Les détails de ces entrepôts sont tirés de [69]. Ces colis contiennent les produits de fission et les actinides mineurs des 25 000 tonnes de combustible usés retraités depuis la mise en fonctionnement de l'usine d'Areva La Hague, en 1966.

cette puissance est d'environ 600 watts. Au bout de 1 000 ans, la puissance thermique est tombée à environ 2 watts. Pour les colis de matériaux de structure tels que les embouts et les coques d'élément combustible, la puissance thermique est d'un facteur 100 fois plus petit (28 watts⁵⁸ à la fin de la fabrication et après 25 ans, 2,4 watts par colis. Un seul de ces colis pèse environ 3 500 kg [68]).

Soulignons que la **sûreté** des colis est assurée par les **conteneurs** et les procédés **d'encapsulation des couvercles**. C'est un sujet nécessitant des garanties expérimentales robustes.

- **Les robots**⁵⁹ pour intervenir à la place des hommes en milieu contaminé. Bras télé-opéré, imagerie gamma et alpha, spectrométrie gamma. La possibilité pour ces robots de se situer dans l'installation nucléaire en fin de vie, de s'y déplacer et d'y agir utilement.
- **Le calcul scientifique** décrivant complètement les activités de démantèlement sur le site et variant avec le temps engendre entre autres des chantiers virtuels. Ceux-ci permettent de comparer les diverses options pour les neuf points scientifiques et techniques cités ci-dessus.

6.5. Procédés scientifiques et techniques de décontamination des structures et des sols [66]

Dans le cas de contamination chimique, le sujet a été étudié par l'Académie des sciences (voir [108] et [109]). Un exemple de variation de la radioactivité (en becquerels par kilogramme de tel et tel sol) en fonction de la profondeur est donné en page 39, figure 4 de [66].

6.6. Traitement des déchets et effluents [41] du démantèlement

Nous avons vu ci-dessus que les chantiers de démantèlements produisent toutes sortes de déchets radioactifs dans des conditions diverses et

⁵⁸ La radioactivité d'un tel colis est d'environ 60 curies.

⁵⁹ Diverses catégories de robots ont été réalisées par les industriels (voir [86, 87, 90, 95]), tels que SUSI (SUBmarine System for Inspection, équipé de vision par lumière et ultrasons), qui peut être manœuvré dans tout le circuit primaire d'un réacteur à eau, y compris quand il contient de l'eau.

contraignantes. Quelles sont les options de stratégies scientifiques loïsibles pour minimiser leurs détriments tout au court de la durée de leur radioactivité ?

Un exemple en est le cas du **graphite irradié** : (i) des UNGG en France (23 000 tonnes actuellement répartis pour entreposage sur les sites où ils ont été produits), (ii) des Magnox et des AGR au Royaume-Uni (81 000 tonnes), (iii) des RBMK en Russie (50 000 tonnes), (iv) des HTR, etc.

La radioactivité de ces graphites irradiés provient des captures de neutrons par les traces de l'isotope naturel du chlore conduisant au **chlore 36**, de demi-vie (β - 98,1 %, inférieur à 0,7 MeV) $3,00 \cdot 10^5$ ans. Un autre isotope radioactif présent dans ces graphites irradiés est le **carbone 14** (formé par des captures successives de neutrons sur l'isotope naturel 12 du carbone) de demi-vie (β - 0,15 MeV) 5 730 ans. Enfin, du **tritium**, de demi-vie β : 12,323 ans peut s'y former.

La fluence de neutrons reçue par ces graphites est d'environ 10^{21} à 10^{22} neutrons/cm². L'inventaire mondial des masses de graphite irradié est d'environ **230 000 tonnes** réparties en 125 réacteurs nucléaires de puissance arrêtés.

Pour traiter ces grandes masses de graphite irradié, classés comme déchets de moyenne activité à vie longue, trois options sont envisagées dans le monde :

- traitement thermique et destruction ;
- stockage souterrain tel quel. Le choix de la NDA (Royaume-Uni) ;
- tri, puis traitement et stockage des résidus des traitements [58].

7 | Les hommes

7.1. Radioprotection

Voir [34, 44, 47, 48, 51, 52, 56, 65, 80, 102-105].

Pendant le chantier de démantèlement, soit plusieurs décennies, des **rejets d'effluents gazeux ou liquides pourraient se produire**⁶⁰ sur le site

⁶⁰ Les rejets actuellement autorisés et ceux effectivement réalisés sont précisés dans les pages 193, 194 et 195 de [73], pour **les liquides** (tritium, le carbone 14, les iodés et autres) et **les gaz** (en ajoutant à la liste précédente, les gaz rares). L'ordre de grandeur pour un site se compte en dizaines de curies (par exemple, le tableau L.7.2.1.2., page 193 de [73] pour l'année 2010).

et vers l'extérieur du site. Sur quels critères de santé publique et de santé des travailleurs les pouvoirs publics s'appuieront-ils pour décider du traitement à leur donner ? Comment seront-ils comparés avec les rejets maximaux autorisés pendant l'exploitation nominale de la centrale électrique, qu'il s'agisse :

- des critères de radioprotection pour les travailleurs sur le site du démantèlement ;
- des critères de radioprotection pour qu'après le démantèlement, toute personne, travaillant, habitant, ou utilisant le site décontaminé ne soit exposée à aucun danger ;
- des normes d'exposition aux radiations des travailleurs éventuels sur le site, du public, qui forment les critères de base des réglementations et consignes pour toutes les personnes présentes et futures sur le site et sur son voisinage (voir [75]).

Ces distinctions ne sont pas anodines dans les processus de décision du démantèlement⁶¹ : le démantèlement immédiat met en avant la sécurité du citoyen, alors que le démantèlement différé, de toute évidence, minimise le taux d'exposition du public.

Par exemple, pour que le démantèlement soit considéré comme terminé et satisfaisant, la NRC⁶² des États-Unis fixe un critère exprimé non pas en radioactivité, mais en effet biologique sur le corps humain, ce qui suppose un scénario d'irradiation directe, ou/et d'ingestion, ou/et d'inhalation [54, 79, 80, 93, 97, 102, 103]. Cette dose est de 0,25 millisievert par an ('with institutional controls in place and 1 millisievert/year or 5 millisievert/year with no institutional controls [51]') de **dose totale effective équivalente** pour un groupe de personnes censé représenter un échantillon de population le plus exposé et pour cela dit « critique ».

Encadré 11 – Contrôler les phénomènes vecteurs susceptibles de disperser de la radioactivité sur un chantier de démantèlement

1. À la suite de la crise concernant les événements de la centrale de Fukushima Daiichi, on peut se demander si les préoccupations sur l'emploi présent et futur de l'énergie électronucléaire, dont le

⁶¹ L'ensemble des mesures de sûreté, de sécurité, de radioprotection fait l'objet des études d'agences publiques nationales et internationales d'expertise. En France, ces compétences et ces expertises sont réalisées par l'IRSN (Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire) (voir [54, 55, 62, 79, 134]). La chimie, la physicochimie, la biologie (voir [72]) y jouent un rôle important, outre évidemment la physique (voir [31], [75], [111], [112]). Les décisions sont prises par l'ASN (voir [90]).

⁶² NRC : Nuclear Regulatory Commission, États-Unis (voir [3-16]).

démantèlement, sont justifiées. L'une d'elles est inéluctable, c'est que toute centrale électronucléaire (avec les installations associées du cycle de combustible) en cours de **démantèlement** ne devrait impliquer, où qu'elle soit située dans le monde, que des personnels expérimentés, prêts à intervenir à tout moment, avec les infrastructures adéquates, en cas d'événements naturels (inondations, sécheresse, tempêtes de neige, vagues de chaleur, séisme, tsunami, éruption volcanique, etc.) ou de bouleversements politiques ou belliqueux (y compris terroristes). **Une telle surveillance, dont celle du démantèlement, devrait être maintenue pendant une durée de trois à quatre décennies après tout arrêt définitif de la centrale électronucléaire considérée.**

2. Devrait-on également fixer des **critères de sécurité** des installations nucléaires en cours de **démantèlement** dans tous les lieux concernés, tels que **les conséquences d'un dysfonctionnement de ces chantiers de démantèlement** (effets sur les hommes, les écosystèmes, les surfaces des terres et les mers touchées, les eaux de surface et de profondeur) puissent toujours être **contrôlées** (bornées, limitées, circonscrites, restreintes) en grandeur et en durée, **ces bornes étant internationales** puisque les nuages, les eaux contaminées⁶³, les aérosols, etc., ne sont pas arrêtés aux frontières ? Sur le plan scientifique, cela voudrait-il dire maîtriser pendant le démantèlement⁶⁴ le devenir des substances radioactives, en particulier, les composés volatils⁶⁵ ou/et gazeux, les corps dissous dans les eaux, l'évacuation des déchets radioactifs du chantier et des éventuels composants du cycle de combustible local encore liés au site⁶⁶ afin de diminuer le nombre de dépôts de substances radioactives et de contribuer à mieux les surveiller ? Cela est-il possible sur le plan scientifique ? Quels seraient les verrous physiques, chimiques, de matériaux, etc. ? Peut-on aboutir à un cahier des charges, à un programme expérimental d'exploration ? (Voir [38].)

⁶³ L'importance de borner les flux d'eau contaminée et leur stock concerne le chantier, le refroidissement des corps radioactifs, le nettoyage, les filtrats, les sols et sous-sols, les pluies, vents, humidité, neige, distribution de fluides, etc. Les événements correspondant sur le chantier de Fukushima l'ont montré [34].

⁶⁴ Les documents 53 à 63 des pages 240-250 de [2] montrent que la radioactivité, et donc, à des constantes près, la puissance résiduelle des produits de fission, l'emporte sur celle des actinides pendant plusieurs centaines d'années.

⁶⁵ Parmi les produits de fission ayant des composés volatils aux températures atteintes localement sous l'irradiation de ces produits de fission, citons : l'iode, le césium, le tellure, le sélénium, l'antimoine [78].

⁶⁶ Cette situation pourrait être due à un incident ou bien, comme actuellement à Fukushima, à un accident.

7.2. Instrumentation de la dosimétrie

Voir [93, 96, 97].

Un grand nombre de personnes va devoir travailler sur ces sites de démantèlement où des surprises peuvent advenir dans les déchets obtenus et vérifiés. Les normes d'expositions aux radiations du public et des futurs travailleurs sur le site forment les critères de base des réglementations. Encore faut-il que ces travailleurs soient munis d'instruments de mesure de la radioactivité, donc de dosimètres (voir *Appendix 10* de [102] : *neutron and gamma dosimetry for the dose-effect relationship used by the ICPR*).

7.3. Quels risques ?

Il nous faut souligner les différences entre les risques d'accident sur un chantier de démantèlement et les risques liés à un accident sur un réacteur de puissance en fonctionnement, ou arrêté, avec son combustible usé dans le réacteur.

Dans un réacteur en fonctionnement, les risques principaux sont liés aux possibilités suivantes :

1. Des **réactions en chaîne de fission** peuvent se produire, engendrant des **actinides** (voir encadré 5) (comme Pu 239 demi-vie 24 110 ans, Pu 240 demi-vie 6 563 ans, Pu 241 demi-vie 14,35 ans, Am 241 demi-vie 432 ans, Cm 242 et Cm 244, émettant des neutrons par fission spontanée, difficile à arrêter) et des **produits de fission** dont certains sont particulièrement dangereux pour la santé (comme l'iode 131 demi-vie 8,02 jours et l'iode 129 demi-vie $1,57 \cdot 10^7$ ans, etc., voir l'encadré 5). Aucun de ces noyaux n'est présent dans « l'îlot nucléaire » d'un chantier de démantèlement, ce qui implique que les éléments combustibles usés sont soit évacués du site, soit d'une éventuelle piscine intérieure à l'enceinte de confinement.
2. Dans un réacteur en service, les dégagements de chaleur dus aux fissions (ou même seulement aux désintégrations α , β , γ et de neutrons), sont soit mélangés dans les éléments combustibles, soit en contact proche. Le ralentissement de ces rayonnements crée une **puissance thermique** de durée substantielle qui peut engendrer des changements de phase, des réactions chimiques, donc amplifier considérablement tout incident.

C'est de la conjonction des effets 1 et 2 que résulte le risque d'**accident nucléaire** pour un réacteur en fonctionnement, ou arrêté et contenant ses éléments combustibles dans le cœur.

Ce n'est pas le cas sur un chantier de démantèlement.

Ce qui est commun à ces deux activités industrielles nucléaires, c'est la population de radionucléides dans les matériaux de structures (voir l'encadré 4). Celle-ci est de l'ordre du millième de la radioactivité décrite en 1, ci-dessus (actinides et produits de fission). De plus, les demi-vies de ces radionucléides vont de quelques années à une centaine d'années. L'obstacle de devoir stocker des déchets nucléaires pendant des durées allant jusqu'à quelques centaines de milliers d'années est écarté.

Les risques des travaux de chantier classiques demeurent dans les deux cas, y compris les risques chimiques (incendies, soudures, températures), de manutentions, électriques, mécaniques, chutes.

Conclusion

Il y a une **contradiction intrinsèque** entre les deux objectifs majeurs du démantèlement des centrales électronucléaires :

- **concentrer la radioactivité**⁶⁷ des déchets radioactifs pour faciliter les manutentions, déplacements, transports, entreposages, et/ou,
- **diluer la radioactivité** pour mieux la manipuler et diminuer son activité par colis afin de mieux confiner.

Il faut donc rechercher un compromis optimal valable pendant le chantier, pendant les entreposages et pendant le stockage « définitif ».

Il faudra distinguer et choisir une **installation radioactive modèle sur laquelle une opération initiale de démantèlement** aussi complète que possible serait accomplie, pour servir de voie d'expérimentation, les calendriers des autres installations déjà en cours de démantèlement étant convenablement décalés. Ceci a été effectué tant au Royaume-Uni (sur la centrale de Berkeley) qu'aux États-Unis (sur la centrale de Maine Yankee).

L'activité de démantèlement des installations nucléaires radioactives se poursuit dans une grande partie des nations industrielles. La liste mondiale de ces installations en cours de démantèlement est donnée en annexe de ce chapitre. Une expérience considérable s'accumule dans les laboratoires, chez les producteurs d'électricité, les industriels, les universités, les organismes de santé, d'environnement, etc., des nations concernées et des organismes internationaux de coopération scientifique et technique [57].

⁶⁷ Par exemple par évaporateur ou calcination.

Afin de **partager l'accès aux informations scientifiques** et techniques utiles, l'IAEA a fondé en 2007, suite à une conférence à Athens⁶⁸ en 2006, un **International Decommissioning Network** (IDN, voir [36]) qui rassemble cette expérience⁶⁹ et la rend accessible [27]. Faut-il faire un point analogue sur le plan de l'Union européenne, comme cela a été le cas avec le programme PAGES de stockage des déchets radioactifs ? Les démantèlements de la centaine de réacteurs de puissance de l'Union européenne⁷⁰, qui s'étaleront sur le siècle, le nécessiteront.

Les organismes français concernés par le démantèlement des installations nucléaires ont depuis longtemps travaillé sur les sites dont le fonctionnement est arrêté et, pour ce faire, dans le cadre normal des relations scientifiques et techniques, lié des échanges de vues, notamment durant les grandes conférences scientifiques. Effectuer en temps utile un important programme de recherche scientifique et technique devrait permettre de démanteler les centrales électronucléaires de type REP sans obstacle dirimant (voir [114, 116, 133]). Il faut néanmoins être attentif pour les autres filières au traitement du graphite irradié, du sodium et du tritium.

⁶⁸ La ville américaine de Athens est située dans le Tennessee, près du Oak Ridge National Laboratory.

⁶⁹ La mission de l'IDN (International Decommissioning Network) est écrite dans [27] : *'to raise skills and expert levels that will facilitate safe decommissioning of reactor facilities, through collaboration, training and sharing of knowledge and information among member state organizations'*.

⁷⁰ Le nombre des réacteurs de puissance de **l'Union européenne** qui sont soit arrêtés, soit en cours de démantèlement, **soit planifiés pour être démantelés**, est de : France (12) + Royaume-Uni (29) + Belgique (1) + Hollande (1) + Espagne (2) + Italie (4) + Allemagne (27) + Suisse (1) + Suède (3) + Slovaquie (3) + Bulgarie (4) + Lituanie (2), soit en tout 89. Il existe encore 131 réacteurs de puissance en 2013, dont la capacité est de 120 GW, d'un âge moyen d'environ 29 ans.

À titre de comparaison, mentionnons qu'il existe actuellement environ 104 réacteurs électronucléaires aux **États-Unis** (page 44 de [83]), d'âge moyen de 33,4 ans. Ils ont une capacité globale de 101 GWe, produisent environ 770 térawatts par an. L'âge moyen est plus élevé qu'en UE car : (i) il n'a pas été construit de nouveau réacteur depuis l'accident de Three Mile Island en 1979 et aussi (ii) parce que la NRC a accordé aux compagnies d'électricité la permission de prolonger leur exploitation de réacteurs d'abord à 40 ans puis maintenant à 60 ans. 72 de ces réacteurs ont reçu la permission d'augmenter à 60 ans leur durée de vie. 18 demandes sont encore en cours d'examen par la NRC. 31 réacteurs ont été arrêtés et sont en cours de démantèlement. La situation des centrales électronucléaires aux États-Unis est donc analogue à celle en UE (il y a 153 réacteurs de puissance arrêtés dans le monde, dont 31 aux États-Unis, à la mi-2013 : voir [5, 10, 13]).

Liste mondiale⁷¹ des réacteurs nucléaires de puissance⁷² arrêtés ou en cours d'arrêt à ce jour, avec leurs caractéristiques

La phase actuelle du démantèlement est donnée par le code chiffré suivant par l'agence internationale IAEA : '– **1**: *Drawing up the final decommissioning plan*; – **2**: *Reactor core defueling*; – **3**: *Waste conditioning on site (only for decommissioning waste)*; – **4**: *Waste shipment off site (only for decommissioning waste)*; – **5**: *Safe enclosure preparation*; – **6**: *Partial dismantling*; – **7**: *Active safe enclosure period*; – **8**: *Passive safe enclosure period*; – **9**: *Final dismantling*; – **10**: *Final survey*; – **11**: *Licence terminated (legal act at the end of the decommissioning)*'.

Arménie

- **Armenian-1**, puissance électrique **376 MWe**, date de démarrage **1976**, arrêté en 1989. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.

Belgique

- **BR-3**, puissance électrique **10 MWe**, date de démarrage **1962**, arrêté en **1987**. Phase actuelle du démantèlement : 4, 9.

Bulgarie

- **Kozloduy-1**, puissance électrique **408 MWe**, date de démarrage **1973**, arrêté en 2002. Phase actuelle du démantèlement : 6.
- **Kozloduy-2**, puissance électrique **408 MWe**, date de démarrage **1975**, arrêté en 2002. Phase actuelle du démantèlement : 6.
- **Kozloduy-3**, puissance électrique **408 MWe**, date de démarrage **1980**, arrêté en 2006. Phase actuelle du démantèlement : 7.

⁷¹ Cette liste n'est pas homogène car nous ne disposons pas de tous les types de réacteurs et de toutes leurs puissances électriques. Sauf indication contraire, nous suivons dans cette liste les publications de l'IAEA [17-20, 118]. Pour les pays de l'OCDE, nous utilisons également les publications de la NEA/OCDE [22-25, 27, 57, 117].

⁷² Ces nombres sont relatifs au 31 décembre 2013 (voir Nuclear Power Reactors in the World 2014). Cette liste n'est pas homogène car nous ne disposons pas de tous les types de réacteurs et toutes leurs puissance électriques (voir [26, 62, 53, 82, 83, 125, 133]).

- **Kozloduy-4**, puissance électrique **408 MWe**, date de démarrage **1982**, arrêté en 2006. Phase actuelle du démantèlement : 7.

Canada

- **Rolphon**, puissance électrique **22 MWe**, date de démarrage **1962**, arrêté en **1987**. Phase actuelle du démantèlement : 8.
- **Douglas Point**, puissance électrique **206 MWe**, date de démarrage **1967**, arrêté en **1984**. Phase actuelle du démantèlement : 8.
- **Gentilly-1**, puissance électrique **250 MWe**, date de démarrage **1971**, arrêté en **1977**. Phase actuelle du démantèlement : 8. Ce réacteur de type CANDU/BWR a fonctionné 180 jours.
- **Gentilly-2**, puissance électrique **635 MWe**, date de démarrage 1982, arrêté en 2012.

France^{73 74}

- **Phenix**, puissance électrique **130 MWe**, date de démarrage **1973**, arrêté en **2010**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.⁷⁵
- **Superphenix**, date de démarrage **1986**, arrêté en **1998**. Phase actuelle du démantèlement : 9.
- **Chinon A1**, date de démarrage **1963**, arrêté en **1973**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Chinon A2**, date de démarrage **1965**, arrêté en **1985**. Phase actuelle du démantèlement : 6.
- **Chinon A3**, date de démarrage **1966**, arrêté en **1990**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Chooz A**, date de démarrage **1967**, arrêté en **1991**. Phase actuelle du démantèlement : 4, 9.
- **EL4**, Monts d'Arrée, Brennilis, date de démarrage **1967**, arrêté en **1985**. Phase actuelle du démantèlement : 9. Le chantier doit évacuer

⁷³ Nous comprenons dans cette liste les réacteurs qui ont été reliés au réseau électrique de la France, et donc, notamment, les réacteurs G1, G2, G3.

⁷⁴ Nous utilisons pour les réacteurs de puissance de la France, les publications de EDF [58], du CEA [93], de l'Andra [68, 88, 98-101, 126-129], de l'IRSN [55, 134], d'Areva [70].

⁷⁵ Voir un document important sur le retour d'expérience de ce réacteur : [43].

les déchets de moyenne activité à vie longue, mais il n'existe aujourd'hui pour ceux-ci, ni entreposage, ni stockage.

- **Saint-Laurent A1**, date de démarrage **1969**, arrêté en **1990**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Saint-Laurent A2**, date de démarrage **1971**, arrêté en **1992**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Bugey 1**, date de démarrage **1972**, arrêté en **1994**. Phase actuelle du démantèlement : 9.
- **Marcoule G1**, date de démarrage **1956**, arrêté en **1968**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Marcoule G2**, date de démarrage **1959**, arrêté en **1980**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Marcoule G3**, date de démarrage **1960**, arrêté en **1984**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.

Allemagne⁷⁶

- **Stade**, date de démarrage **1972**, arrêté en **2003**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 4.
- **Gundremmingen A**, date de démarrage **1967**, arrêté en **1977**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **AVR Juelich**, date de démarrage **1967**, arrêté en **1988**. Phase actuelle du démantèlement : 9.
- **Reinsberg**, date de démarrage **1966**, arrêté en **1990**. Phase actuelle du démantèlement : 9.
- **Greifswald-1**, date de démarrage **1973**, arrêté en **1990**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Greifswald-2**, date de démarrage **1974**, arrêté en **1990**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Greifswald-3**, date de démarrage **1977**, arrêté en **1990**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Greifswald-4**, date de démarrage **1979**, arrêté en **1990**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.

⁷⁶ 17 réacteurs en fonctionnement le 01/01/2011 (voir [116, 130, 131]).

- **Greifswald-5**, date de démarrage **1989**, arrêté en **1989**. Phase actuelle du démantèlement : 1, 3, 9.
- **Lingen**, date de démarrage **1968**, arrêté en **1977**. Phase actuelle du démantèlement : 8.
- **Wuergrass**, date de démarrage **1971**, arrêté en **1994**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 4, 6.
- **Vak Kahl**, date de démarrage **1961**, arrêté en **1985**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Niederaichbach**, date de démarrage **1973**, arrêté en **1974**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Unterweser**, date de démarrage **1978**, arrêté en **2011**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **THTR-300**, date de démarrage **1985**, arrêté en **1988**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **MZFR**, date de démarrage **1966**, arrêté en **1984**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Muelheim-Kaerlich**, date de démarrage **1986**, arrêté en **1988**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Groswelzheim**, date de démarrage **1969**, arrêté en **1971**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **KNK II**, date de démarrage **1978**, arrêté en **1991**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.

Le calendrier de fermeture de toutes les centrales nucléaires d'Allemagne est :

- **Biblis A**, puissance électrique **1 167 MWe**, date de démarrage **1974**, date d'arrêt **2011**.
- **Biblis B**, puissance électrique **1 240 MWe**, date de démarrage **1976**, date d'arrêt **2011**.
- **Brokdorf**, puissance électrique **1 410 MWe**, date de démarrage **1986**, date d'arrêt programmée **31/12/2019**.
- **Brunsbüttel**, puissance électrique **771 MWe**, date de démarrage **1976**, date d'arrêt **2011**.
- **Emsland**, puissance électrique, **1 329 MWe**, date de démarrage **1988**, date d'arrêt programmée **31/12/2022**.

- **Grafenrheinfeld**, puissance électrique 1 275 MWe, date de démarrage 1981, date d'arrêt programmée **31/12/2015**.
- **Grohnde**, puissance électrique **1 360 MWe**, date de démarrage **1984**, date d'arrêt programmée **31/12/2021**.
- **Gundremingen B et C**, puissance électrique **1 284 MWe**, date de démarrage **1984**, dates d'arrêt programmées B : **31/12/2017** et C : **31/12/2021**.
- **Isar 1**, puissance électrique 878 MWe, date de démarrage **1977**, date d'arrêt **2011**.
- **Isar 2**, puissance électrique **1 410 MWe**, date de démarrage **1988**, date d'arrêt programmée non connue.
- **Krummel**, puissance électrique **1 346 MWe**, date de démarrage **1983**, date d'arrêt **2011**.
- **Neckarwestheim 1**, puissance électrique **785 MWe**, date de démarrage **1976**, date d'arrêt **2011**.
- **Neckarwestheim 2**, puissance électrique **1 310 MWe**, date de démarrage **1989**.
- **Obrigheim**, puissance électrique **340 MWe**, date de démarrage **1968**, date d'arrêt **2005**.
- **Philipsburg 1**, puissance électrique **890 MWe**, date de démarrage **1979**, date d'arrêt **2011**.
- **Philipsburg 2**, puissance électrique **1 402 MWe**, date de démarrage **1984**.

Italie

- **Latina**, puissance électrique **153 MWe**, date de démarrage **1963**, arrêté en **1987**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 9.
- **Garigliano**, puissance électrique **150 MWe**, date de démarrage **1964**, arrêté en **1982**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 4, 9.
- **Enrico Fermi**, puissance électrique **260 MWe**, date de démarrage **1964**, arrêté en **1990**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 4, 9, 10.
- **Caorso**, puissance électrique **860 MWe**, date de démarrage **1978**, arrêté en **1990**. Phase actuelle du démantèlement : 4, 9.

Japon

- **PDR**, puissance électrique **12 MWe**, date de démarrage **1963**, arrêté en **1976**. Phase actuelle du démantèlement : 3.
- **Hamaoka 1**, puissance électrique **515 MWe**, date de démarrage **1974**, arrêté en **2009**. Phase actuelle du démantèlement : 1, 6, 7.
- **Tokai 1**, puissance électrique **137 MWe**, date de démarrage **1965**, arrêté en **1998**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 4, 6, 7, 9.
- **Fugen ATR**, date de démarrage **1978**, arrêté en **2003**. Phase actuelle du démantèlement : 1, 5.
- **Hamaoka 2**, puissance électrique **806 MWe**, date de démarrage **1978**, arrêté en **2009**. Phase actuelle du démantèlement : 1, 6, 7.
- **Fukushima Daiichi 1**, puissance électrique **439 MWe**, date de démarrage **1970**, arrêté en **2011**.
- **Fukushima Daiichi 2**, puissance électrique **760 MWe**, date de démarrage **1973**, arrêté en **2011**.
- **Fukushima Daiichi 3**, puissance électrique **760 MWe**, date de démarrage **1974**, arrêté en **2011**.
- **Fukushima Daiichi 4**, puissance électrique **760 MWe**, date de démarrage **1978**, arrêté en **2011**.
- **Fukushima Daiichi 5**, puissance électrique **760 MWe**, date de démarrage **1977**, arrêté en **2011**.
- **Fukushima Daiichi 6**, puissance électrique **1067 MWe**, date de démarrage **1979**, arrêté en **2011**.
- **Monju**, puissance électrique **246 MWe**, date de démarrage **1995**, arrêt à long terme depuis **1995**.

Kazakhstan

- **Aktau**, puissance électrique **52 MWe**, date de démarrage **1973**, arrêté en **1999**. Phase actuelle du démantèlement : 1, 5, 6.

Lituanie

- **Ignalina 1**, puissance électrique **1 185 MWe**, date de démarrage **1983**, arrêté en **2004**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 1.

- **Ignalina 2**, puissance électrique **1 185 MWe**, date de démarrage **1987**, arrêté en **2009**. Phase actuelle du démantèlement : 2, 3.

Pays-Bas

- **Dodewaard**, puissance électrique **55 MWe**, date de démarrage **1968**, arrêté en **1997**. Phase actuelle du démantèlement : 7.

Russie

- **Obninsk AM1**, puissance électrique **5 MWe**, date de démarrage **1954**, arrêté en **2002**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Beloyarsky-1**, puissance électrique **102 MWe**, date de démarrage **1964**, arrêté en **1983**. Phase actuelle du démantèlement : début du démantèlement 2014.
- **Novovoroney-1**, puissance électrique **197 MWe**, date de démarrage **1964**, arrêté en **1988**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Beloyarsky-2**, puissance électrique **146 MWe**, date de démarrage **1967**, arrêté en **1990**. Phase actuelle du démantèlement : début du démantèlement 2014.
- **Novovoroney-2**, puissance électrique **336 MWe**, date de démarrage **1969**, arrêté en **1990**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Melekes**, puissance électrique **55 MWe**, date de démarrage **1964**, arrêté en **1983**.

Slovaquie

- **Bohunice A1**, Puissance électrique **93 MWe**, date de démarrage **1972**, arrêté en **1977**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 6.
- **Bohunice-1**, puissance électrique **408 MWe**, date de démarrage **1978**, arrêté en **2006**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 4, 9.
- **Bohunice-2**, puissance électrique **408 MWe**, date de démarrage **1980**, arrêté en **2008**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 4, 9.

Ukraine

- **Tchernobyl 1**, puissance électrique **740 MWe**, date de démarrage **1977**, arrêté définitif depuis **1996**.

- **Tchernobyl 2**, puissance électrique **925 MWe**, date de démarrage **1978**, arrêt définitif depuis **1991**.
- **Tchernobyl 3**, puissance électrique **925 MWe**, date de démarrage **1981**, arrêt définitif depuis **2000**.
- **Tchernobyl 4**, puissance électrique **925 MWe**, date de démarrage **1983**, arrêt définitif depuis **1986**.

Espagne

- **Jose Cabrera 1**, puissance électrique **141 MWe**, date de démarrage **1968**, arrêté en **2006**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 4, 9.
- **Vandellos 1**, puissance électrique **480 MWe**, date de démarrage **1972**, arrêté en **1990**. Phase actuelle du démantèlement : 8.
- **Garona**, puissance électrique **446 MWe**, date de démarrage **1971**, arrêt à long terme depuis **2013**.

Suède

- **Agesta**, puissance électrique **10 MWe**, date de démarrage **1964**, arrêté en **1974**. Phase actuelle du démantèlement : 7.
- **Barseback 1**, puissance électrique **600 MWe**, date de démarrage **1975**, arrêté en **1999**. Phase actuelle du démantèlement : 4.
- **Barseback 2**, puissance électrique **600 MWe**, date de démarrage **1977**, arrêté en **2005**. Phase actuelle du démantèlement : 4.

Suisse

- **St Lucens**, puissance électrique **6 MWe**, date de démarrage **1968**, arrêté en **1969**. Phase actuelle du démantèlement : 1.

Royaume-Uni

- **Sizewell-A1**, puissance électrique **210 MWe**, date de démarrage **1966**, arrêté en **2006**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 5, 6.
- **Sizewell-A2**, puissance électrique **210 MWe**, date de démarrage **1966**, arrêté en **2006**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 5, 6.
- **Winfrith**, puissance électrique **92 MWe**, date de démarrage **1967**, arrêté en **1990**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 4, 9, 10.

- **Dounreay DFR**, puissance électrique **11 MWe**, date de démarrage **1962**, arrêté en **1977**. Phase actuelle du démantèlement : 5.
- **Dounreay PFR**, puissance électrique **234 MWe**, date de démarrage **1975**, arrêté en **1994**. Phase actuelle du démantèlement : 5.
- **Calder Hall 1**, puissance électrique **49 MWe**, date de démarrage **1956**, arrêté en **2003**. Phase actuelle du démantèlement : 8.
- **Calder Hall 2**, puissance électrique **49 MWe**, date de démarrage **1957**, arrêté en **2003**. Phase actuelle du démantèlement : 8.
- **Calder Hall 3**, puissance électrique **49 MWe**, date de démarrage **1958**, arrêté en **2003**. Phase actuelle du démantèlement : 8.
- **Calder Hall 4**, puissance électrique **49 MWe**, date de démarrage **1959**, arrêté en **2003**. Phase actuelle du démantèlement : 8.
- **Chapel Cross 1**, puissance électrique **48 MWe**, date de démarrage **1959**, arrêté en **2004**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 5, 6.
- **Chapel Cross 2**, puissance électrique **48 MWe**, date de démarrage **1959**, arrêté en **2004**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 5, 6.
- **Chapel Cross 3**, puissance électrique **48 MWe**, date de démarrage **1959**, arrêté en **2004**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 5, 6.
- **Chapel Cross 4**, puissance électrique **48 MWe**, date de démarrage **1960**, arrêté en **2004**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 5, 6.
- **Berkeley 1**, puissance électrique **138 MWe**, date de démarrage **1962**, arrêté en **1989**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 8.
- **Berkeley 2**, puissance électrique **138 MWe**, date de démarrage **1962**, arrêté en **1988**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 8.
- **Bradwell 1**, puissance électrique **123 MWe**, date de démarrage **1962**, arrêté en **2002**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 5, 6.
- **Bradwell 2**, puissance électrique **123 MWe**, date de démarrage **1962**, arrêté en **2002**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 5, 6.
- **Windscale AGR**, puissance électrique **24 MWe**, date de démarrage **1963**, arrêté en **1981**. Phase actuelle du démantèlement : 2, 3, 5, 6⁷⁷.

⁷⁷ Le démantèlement du réacteur de Winscale est présenté comme suit par la Nuclear Dismantling Authority (NDA) du Royaume-Uni : *Winscale, Advanced graphite Gas cooled Reactor, WAGR 28 MWe, 1963-1981*.

Objective: Safely dismantle process, and place into passive storage an industrial scale power generating nuclear reactor.

- **Hunterstone-A1**, puissance électrique **150 MWe**, date de démarrage **1964**, arrêté en **1990**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 5, 6.
- **Hunterstone-A2**, puissance électrique **150 MWe**, date de démarrage **1964**, arrêté en **1989**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 5, 6.
- **Hinkley Point-A1**, puissance électrique **235 MWe**, date de démarrage **1965**, arrêté en **2000**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 5, 6.
- **Hinkley Point-A2**, puissance électrique **235 MWe**, date de démarrage **1965**, arrêté en **2000**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 5, 6.
- **Trawsfynydd 1**, puissance électrique **195 MWe**, date de démarrage **1965**, arrêté en **1991**. Phase actuelle du démantèlement : 8.
- **Trawsfynydd 2**, puissance électrique **195 MWe**, date de démarrage **1965**, arrêté en **1991**. Phase actuelle du démantèlement : 8.
- **Dungeness-A1**, puissance électrique **225 MWe**, date de démarrage **1965**, arrêté en **2006**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 5, 6.
- **Dungeness-A2**, puissance électrique **225 MWe**, date de démarrage **1965**, arrêté en **2006**. Phase actuelle du démantèlement : 3, 5, 6.
- **Oldbury A-1**, puissance électrique **217 MWe**, date de démarrage **1967**, arrêt définitif depuis **2012**.
- **Oldbury A-2**, puissance électrique **217 MWe**, date de démarrage **1967**, arrêt définitif depuis **2011**.
- **Wylfa 2**, puissance électrique **490 MWe**, date de démarrage **1971**, arrêt définitif depuis **2012**.

États-Unis⁷⁸

- **Shippingport**, puissance électrique **60 MWe**, date de démarrage **1957**, arrêté en **1982**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.

First nuclear power decommissioned in the UK, with the completion of the final campaign of a twenty years project.

Story: Built in the 60, connected to the grid in 1963, operating life of 19 years. Shut down in March 1981. Selected as the UK national demonstration exercise for the decommissioning project of a power nuclear reactor. The first years of the decommissioning project were spent designing the necessary components, modifying the structure and installing the equipment. The work was organized in 20 campaigns. The dismantling and decommissioning skills built up through the WAGR project will be used in other high-hazard reduction projects and the wider nuclear industry.

⁷⁸ Nous comprenons dans cette liste les indications publiés par la NRC [5, 8, 9, 10-13, 15, 51, 84], concernant les réacteurs de puissance des États-Unis.

- **Elk river**, puissance électrique **22 MWe**, date de démarrage **1963**, arrêté en **1968**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Piqua**, puissance électrique **12 MWe**, date de démarrage **1963**, arrêté en **1966**. Phase actuelle du démantèlement : 11.
- **Indian Point-1**, puissance électrique **257 MWe**, date de démarrage **1962**, arrêté en **1974**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Bonus**, puissance électrique **17 MWe**, date de démarrage **1964**, arrêté en **1968**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Kewaunee**, puissance électrique **566 MWe**, date de démarrage **1974**, arrêté en **2013**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **GE Vallecitos**, puissance électrique **24 MWe**, date de démarrage **1957**, arrêté en **1963**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Hallam**, puissance électrique **75 MWe**, date de démarrage **1963**, arrêté en **1964**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Dresden 1**, puissance électrique **197 MWe**, date de démarrage **1960**, arrêté en **1978**. Phase actuelle du démantèlement : 11.
- **Pathfinder**, puissance électrique **59 MWe**, date de démarrage **1966**, arrêté en **1967**. Phase actuelle du démantèlement : 11.
- **Humbolt bay**, puissance électrique **63 MWe**, date de démarrage **1963**, arrêté en **1976**. Phase actuelle du démantèlement: 3, 4, 6, 9, 11.
- **CVTR**, puissance électrique **17 MWe**, date de démarrage **1963**, arrêté en **1967**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Crystal River**, puissance électrique **860 MWe**, date de démarrage **1977**, arrêté en **2013**.
- **Saxton**, puissance électrique **3 MWe**, date de démarrage **1967**, arrêté en **1972**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Big rock point**, puissance électrique **67 MWe**, date de démarrage **1962**, arrêté en **1997**. Phase actuelle du démantèlement : 7.
- **Enrico Fermi**, puissance électrique **61 MWe**, date de démarrage **1966**, arrêté en **1972**. Phase actuelle du démantèlement : 9, 11.
- **Peach Bottom**, puissance électrique **40 MWe**, date de démarrage **1967**, arrêté en **1974**. Phase actuelle du démantèlement⁷⁹ : 1.

⁷⁹ Peach Bottom est un réacteur modéré par du graphite et refroidi par de l'hélium. Fort-Saint-Vrain était aussi modéré par du graphite et refroidi par du gaz (hélium). Signalons le texte

- **San Onofre 1**, puissance électrique **436 MWe**, date de démarrage **1967**, arrêté en **1992**. Phase actuelle du démantèlement : 4.
- **San Onofre 2**, puissance électrique **1 070 MWe**, date de démarrage **1982**, arrêté en **2013**. Phase actuelle du démantèlement : 4.
- **San Onofre 3**, puissance électrique **1 080 MWe**, date de démarrage **1983**, arrêté en **2013**. Phase actuelle du démantèlement : 4.
- **Hadam Neck**, puissance électrique **560 MWe**, date de démarrage **1967**, arrêté en **1996**. Phase actuelle du démantèlement : 4, 6.
- **Millstone-1**, puissance électrique **641 MWe**, date de démarrage **1970**, arrêté en **1998**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Fort Saint Vrain**, puissance électrique **330 MWe**, date de démarrage **1976**, arrêté en **1989**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Yankee NPS**, puissance électrique **167 MWe**, date de démarrage **1960**, arrêté en **1991**. Phase actuelle du démantèlement : 4, 6.
- **Zion-1**, puissance électrique **1 040 MWe**, date de démarrage **1973**, arrêté en **1998**. Phase actuelle du démantèlement : 1.
- **Zion-2**, puissance électrique **1 040 MWe**, date de démarrage **1973**, arrêté en **1998**. Phase actuelle du démantèlement : 1.
- **Maine Yankee**, puissance électrique **860 MWe**, date de démarrage **1972**, arrêté en **1997**. Phase actuelle du démantèlement : 4 (ce réacteur est analogue aux REP 900 d'EDF).
- **Rancho seco-1**, puissance électrique **873 MWe**, date de démarrage **1974**, arrêté en **1989**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Three Mile Island-2**, puissance électrique **880 MWe**, date de démarrage **1978**, arrêté en **1979** à la suite d'un accident. Phase actuelle du démantèlement : 11.

intégral de l'Electricity Power Research Institute (EPRI) relatif aux phénomènes physiques liés au graphite irradié. A 2006 report commissioned by EPRI states: 'The **graphite** moderators of retired gas cooled nuclear reactors present a difficult challenge during demolition activities. As a result, utilities have not dismantled any moderators of CO₂ cooled power reactor today'. However, it concludes that "adequate information exists to enable the safe dismantling and processing of graphite moderators, and that the three main options for disposal of this graphite are oxidation to the gas phase and release as carbon dioxide (difficult), direct burial, or recycling into new products for the nuclear industry. In each case, opportunities exist for preprocessing to concentrate or remove radionuclides to enhance the safety of the chosen option. The radionuclide inventory of irradiated graphite is unusual in comparison with other nuclear waste. **Cobalt-60 and tritium** are the principal isotopes of short term importance, carbone-14 (demi-vie β : 5730 ans) and Chlore-36 are dominant in the long term'.

- **ShoreHam**, puissance électrique **820 MWe**, date de démarrage **1986**, arrêté en **1989**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Trojan**, puissance électrique **1095 MWe**, date de démarrage **1975**, arrêté en **1992**. Phase actuelle du démantèlement : indéfinie.
- **Lacrosse**, puissance électrique **48 MWe**, date de démarrage **1968**, arrêté en **1987**. Phase actuelle du démantèlement : 7.
- **Connecticut Yankee**, puissance électrique **67 MWe**, date de démarrage **1967**, arrêté en **1997**.

Encadré 12 – Comparaison des États-Unis avec l'Europe et le Monde

Au total, environ 100 réacteurs électronucléaires (à 111, suivant la date d'examen et l'état-arrêt provisoire ou redémarrage⁸⁰ ou inauguration de la centrale) sont en fonctionnement aux États-Unis. Ils ont une capacité de 99 GWe et produisent environ 790 térawatts par an. Leur âge moyen est de 33,4 ans. Le nombre de réacteurs arrêtés⁸¹ est de **31**.

À titre de comparaison, citons les caractéristiques analogues pour l'Union européenne :

centrales électronucléaires de **l'Union européenne** : **131** réacteurs en fonctionnement en 2013, d'une puissance installée de **121 GWe**, d'âge moyen **29 ans**, la plus grande partie allant d'un âge de **25 ans** à **33 ans**. Pour les centrales électronucléaires les plus âgées, elles ont **34 ans** (2 réacteurs), **35 ans** (3 réacteurs), **36 ans** (4 réacteurs), **37 ans** (3 réacteurs), **38 ans** (2 réacteurs), **39 ans** (4 réacteurs), **40 ans** (1 réacteur), **42 ans** (2 réacteurs) ;

et pour le monde :

- centrales électronucléaires du **monde entier** : **434** réacteurs en fonctionnement au 31 décembre 2013, d'une puissance installée de **372 GWe**, d'âge moyen **28 ans**.

⁸⁰ La liste des projets en cours de nouveaux réacteurs de puissance est donnée en [84].

⁸¹ Le rapport annuel du gouvernement américain (voir [83]) stipule en page 45 : '*NRC has the authority to issue initial operating licenses for commercial nuclear power plants for a period of 40 years. Decisions to apply for operating license renewals are made entirely by nuclear power plant owners, and typically, they are based on economics and the ability to meet NRC requirements*'.

Il paraît y avoir une analogie entre les modèles de réacteurs et les niveaux de puissances du parc nucléaire des États-Unis et celui de l'UE. Mais elle s'estompe si on ne compare, dans l'UE, que la France, particulière par : **1.** le cycle de combustible avec retraitement, **2.** l'emploi des MOX, **3.** le même réacteur pour toutes les centrales⁸², **4.** le même exploitant, **5.** le même industriel qui construit, **6.** le même établissement de recherche, **7.** le même distributeur d'électricité, etc. ;

- récapitulation des choix parmi les trois **options** de l'IAEA aux États-Unis : **12** réacteurs avec SAFESTOR, **10** avec DECON ont évolué au cours du temps, ainsi San Onofre 1, fermé en 1992 en SAFESTOR, puis transformé en DECON et quasi terminé en 2008. En tout, **31** sont actuellement arrêtés.

En résumé, le 31 décembre 2012, l'IAEA note que **435** réacteurs de puissance sont en opération **dans le monde**, « environ » **149** ont été arrêtés, dont **95** pour des raisons économiques, n'étant plus rentables, **11** suite à des incidents, **25** pour des raisons politiques, **45** réacteurs prototypes, **250** réacteurs d'études ou d'enseignement, ou de production.

Sur ceux-là, **8** ont été *decommissioned*, puis démantelés, le site étant rendu à un usage libre de toute contrainte [19, 103, 114, 116, 117].

De plus, **15** réacteurs de puissance ont été complètement démantelés et rendus à usage libre, avec des tâches partielles à assurer, **50** réacteurs sont en cours de démantèlement et **50** ont été partiellement démantelés avant diminution de la radioactivité à long terme (*safe enclosure*)⁸³.

De tous ces éléments, on peut tirer le bilan qu'en fait la *World Nuclear Association* à la date de **mars 2014** : *'to date, about 100 mines, over 100 commercial power reactors, 46 experimental or prototype reactors; over 250 research reactors and a number of fuel cycle facilities, have been retired from operation. Some of these have been fully dismantled. Most parts of a nuclear power plant do not become radioactive, or are contaminated at only very low levels. Most of the metal can be recycled. Proven techniques and equipment are available to dismantle nuclear facilities safely and these have now been well demonstrated in several parts of the world'*.

⁸² Les REP 900, les REP 1300, les N4, ont les mêmes catégories de composant, de combustible, de physique, de chimie, de matériaux, etc.

⁸³ « Les raisons des arrêts sont le plus souvent multifactorielles. Elles ne sont précisées et commentées que pour les 119 réacteurs démantelés ou en cours de démantèlement, et encore, pas de manière spécifique. Des raisons économiques sont évoquées dans 44 cas, techniques dans 58 cas et politiques dans 35 cas ». Les sources de ces informations sont notamment : <http://www.world-nuclear.org/info/nuclear-fuel-cycle/nuclear-wastes/decommissioning-nuclear-facilities/> ainsi que l'IAEA, la NEA/OCDE, la NRC des États-Unis.

ANNEXE 2

Liste des réacteurs endommagés dans le monde et des phénomènes scientifiques et techniques rencontrés lors de leur démantèlement

Parmi les réacteurs arrêtés, citons les onze qui l'ont été suite à un **accident ou à un sévère incident**. Leur démantèlement nécessite des procédés particuliers⁸⁴. Afin de conserver la convention de qualification qui en a été effectuée, nous citons les causes en anglais.

Allemagne

- Greifswald, *Partial core melt*.
- Gundremmingen, *Botched shutdown*.

Japon

- Fukushima Daiichi 1, *core damage from cooling loss*.
- Fukushima Daiichi 2, *core damage from cooling loss*.
- Fukushima Daiichi 3, *core damage from cooling loss*.
- Fukushima Daiichi 4, *damage from hydrogen explosion*.

Des actions de recherche sont engagées au Japon pour franchir les verrous du démantèlement des centrales de Fukushima Daiichi 1, 2, 3 et 4. Les organismes participant aux travaux de **recherche** sont : JAEA, AIST, CRIEPI, Academic Experts et le International Research Institute for nuclear Decommissioning (IRID), créé en août 2013 au Japon.

Slovaquie

- Bohunice, *Core damage from fuelling error*.

Espagne

- Vandellos, *turbine fire*.

⁸⁴ Notons le bilan des chantiers des États-Unis à ce jour : 'many R and D activities are needed to be conducted in parallel to the defueling procedures'.

Suisse

- Saint Lucens, *core melt*.

Ukraine

- Tchernobyl 4, *fire and melt down*.

États-Unis

- Three Mile Island, *Partial core melt*⁸⁵.

Pour les trois accidents graves, Three Mile Island-2, Tchernobyl, Fukushima, soulignons que, pour tous trois, **l'explosion de l'hydrogène a été déterminante de la gravité de l'accident** : la réaction chimique entre le métal et l'eau du caloporteur a dégagé l'hydrogène. L'air et la source chaude ont déclenché une deuxième réaction chimique, combustion, déflagration, explosion.

Les réacteurs de puissance qui ont été arrêtés par une décision politique sont au nombre de 25.

Les réacteurs arrêtés parce qu'ils ont satisfait à leur objectif ou qu'ils ne sont plus économiquement rentables sont au nombre de **84**. En France, il y en a **11**. En Allemagne, avant l'arrêt général programmé, il y en avait **11**. En Russie⁸⁶, il y en a **5**. Au Royaume-Uni, il y en a **13**. Aux États-Unis, il y en a **26**.

En revenant à l'encadré 4 du chapitre, insistons sur le fait que la radioactivité de toutes les centrales électronucléaires en démantèlement, achevé ou non, ne représente qu'environ 1 % de la radioactivité du cycle de combustible. De plus, ce rapport va encore diminuer d'ordre de grandeur en quelques décennies car les radionucléides qui la causent sont le fer 55 (demi-vie 2,7 ans), le fer 59 (demi-vie 45 jours), le nickel 63 (demi-vie 100 ans), le cobalt 60 (demi-vie 5,2 ans), à comparer aux demi-vies de plusieurs centaines d'années des actinides cités dans cet encadré 4. Il en résulte que la garantie demandée au stockage définitif des déchets radioactifs issus du démantèlement des centrales électronucléaires ne doit s'exercer que sur quelques centaines d'années et non plus sur des dizaines à centaine de milliers d'années, comme pour les déchets radioactifs du cycle du combustible.

⁸⁵ **L'échelle de gravité (dite « INES scale »)**, notée de 1 à 7, a classé cet accident ayant eu un dommage sur les combustibles en 5, comme l'accident sur NRX (1952) au Canada, Winscale (1957) déjà signalé plus haut, Lucens (1969) en Suisse vu plus haut. Les accidents endommageant le combustible et classés en 4 sont : SL-1 (1961) aux États-Unis, petit prototype PWR, Chapelcross (1967) au Royaume-Uni, Magnox, Fermi 1 (1968) aux États-Unis, Agesta (1968) en Suède, St-Laurent-des-Eaux (1968) en France, réacteur Graphite Gaz, et Bohunice A1(1977) en Slovaquie, déjà cité.

⁸⁶ Les motifs de l'arrêt ne sont pas spécifiés.

Références

- [1] Dautray R., Brézin E. (Guest editors) (2012). Science of nuclear safety post-Fukushima, *C. R. Physique* 13(4).
- [2] Dautray R. (2001). *L'énergie nucléaire civile dans le cadre temporel des changements climatiques*, rapport à l'Académie des sciences. Tec & Doc Lavoisier, Paris.
- [3] Blue Ribbon commission (2012). USA, suite à Fukushima.
- [4] U.S.NRC: Location of complex material, 2013.
- [5] U.S.NRC: Decommissioning of nuclear facilities, 2013.
- [6] U.S.NRC: Policies and strategies, 2013.
- [7] U.S.NRC: Nuclear power reactor, 2013.
- [8] U.S.NRC: Safety assessment of decommissioning, 2013.
- [9] U.S.NRC: Oversight material sites undergoing decommissioning, 2013.
- [10] U.S.NRC: Oversight of materials and reactor decommissioning, 2013.
- [11] U.S.NRC: Locations of test reactors sites undergoing decommissioning, 2013.
- [12] U.S.NRC: Location fuel cycle facilities sites undergoing decommissioning, 2013.
- [13] U.S.NRC: Location of power reactor sites undergoing decommissioning (10), 2013.
- [14] U.S.NRC: Locations of uranium recovery sites undergoing decommissioning (24 title II), 2013.
- [15] U.S.NRC: Sites undergoing decommissioning (55), 2013. Distinguer les responsabilités administratives, soit par l'État (17 dans 10 États), soit la NRC fédéral.
- [16] U.S. Nuclear energy institute et CASL : Consortium for Advanced Simulation of Light Water Reactors (CASL). htm; 2013 et U.S. nuclear energy institute: document 1,2,3, 2013.
- [17] U.N.IAEA: Safety assessment for the decommissioning of facilities using radioactive material safety guard, 2012.

- [18] U.N.IAEA: Policies and strategy for the decommissioning of nuclear and radiological facilities, 2012.
- [19] U.N.IAEA: Selection and use of performance indicators for decommissioning, 2011.
- [20] U.N.IAEA: Design lessons drawn from the decommissioning of nuclear facilities, 2011.
- [21] NEA/OCDE : Constantes nucléaires, 2013.
- [22] NEA/OCDE: Decommissioning policies for nuclear facilities, 1992.
- [23] NEA/OCDE: International cooperation on decommissioning, 1992.
- [24] NEA/OCDE: Decommissioning nuclear power plants - Policies, strategies and costs, 2013.
- [25] NEA/OCDE: Decommissioning funding: ethics, implementation uncertainties, 2006.
- [26] Listes des réacteurs de puissance du monde avec leur situation. <http://www.world-nuclear.org/info/inf19.html>
- [27] IAEA (2007). *International Decommissioning Network*. IAEA, Terms of reference.
- [28] Dautray R. (2005). *Les isotopes du plutonium et leurs descendants dans le nucléaire civil*, rapport à l'Académie des sciences. Tec & Doc Lavoisier, Paris.
- [29] Guillaumont R. (2003). Update on the chemical thermodynamics of uranium, neptunium, plutonium, americium and technetium. *Chemical thermodynamics*, 5, AEN/NEA. Elsevier.
- [30] Magill J., Pfennig G., Galy J. (2006). *Karlsruher Nuklidkarte*, 7^e édition. Commission européenne, Karlsruhe, ITU.
- [31] Balian R. (2001). Physique fondamentale et énergétique. Les multiples visages de l'énergie. École d'été de physique sur l'énergie. Caen, 27 août 2001.
- [32] Bamberger Y., Marigo J.J., Cannard G. (1983). *Microfissuration du béton et propagation d'ondes ultrasonores*. Springer.
- [33] Was Gary S. (2007). *Fundamentals of radiation materials science, metals and alloys*. Springer.
- [34] Académie des sciences. Carpentier A., Baulieu E., Brézin E., Friedel J. et Valleron A.J. coord. (2012). *L'accident majeur de Fukushima*.

Considérations sismiques, nucléaires et médicales. EDP Sciences, Paris.

- [35] Académie des sciences. Quéré Y., Bréchet Y., Sanz G. coord. (2011). *La métallurgie. Science et ingénierie.* Académie des sciences et Académie des technologies. EDP Sciences, Paris.
- [36] International structure for decommissioning costing of nuclear installations, AEN/nuclear energy agency No. 7088, OECD 2012, dont les "Terms of reference".
- [37] Bréchet Y. *Les matériaux du nucléaire.* Cours au Collège de France, 2012/2013.
- [38] Dautray R., Friedel J., Bréchet Y. (2012). Réflexions sur l'avenir de l'énergie nucléaire, de la France d'aujourd'hui au monde de demain : II^e à IV^e générations. *C. R. Physique*, 13 5 : 480-518.
- [39] Martin G., Bellon P. (1997) Driven alloys, *Solid state Phenom* 50 189-331.
- [40] Beremin F.M., Pineau A., Mudry F., Devaux J. (1983). A local criterion for cleavage fracture of a nuclear pressure vessel. *Metallurgical transaction A* 14A:1983-2277.
- [41] Boullis B., Baron P., Masson M., Rostaing C. (2007). *Advanced separation processes for sustainable nuclear systems.* Scitech Connect, CEA/DEN Global conference, 9-13 sept. 2007, Idaho national laboratory, USA.
- [42] Zemb T. (2010). Institut de chimie séparative de Marcoule, CEA-CNRS-ENSCM.
- [43] Guidez J. (2012). *Phénix, le retour d'expérience.* CEA/DEN.
- [44] Académie des sciences, Rapport n° 38, Gros F. coord. (1997). *Problems associated with the effects of low doses of ionising radiations.* Tec & Doc Lavoisier, Paris.
- [45] Salençon J. (2000). *Handbook of continuum mechanic, general concepts, thermoelasticity.* Springer, École polytechnique.
- [46] Cour des comptes (2005). *Le démantèlement des installations nucléaires et la gestion des déchets radioactifs.* Rapport public, Les éditions des journaux officiels, janvier 2005.
- [47] Champion D. *et al.* The IRSN's earliest assessments of the Fukushima accident's consequences of the terrestrial environment in Japan. *Radio-protection* (2013) 48(1):11-37.

- [48] Hideyuki Kanda *et al.* Comparing acquisition of radiation health knowledge and preventive behavior of working adults during and after the Fukushima disaster, 18 July 2013, Radioprotction.org.
- [49] Académie des sciences, Marsily (de) coord. (2006). *Les eaux continentales*. EDP Sciences, Paris.
- [50] EPRI (2006). *Graphite decommissioning: options for graphite treatment, recycling or disposal, including a discussion of safety related issues*. Palo-Alto, CA, March 2006.
- [51] U.S.NRC: Frequently asked questions about reactor decommissioning, may 2013.
- [52] Dautray R. (2007). *Sécurité et utilisation hostile du nucléaire civil, de la physique à la biologie*. Rapport à l'Académie des sciences. Tec & Doc Lavoisier, Paris.
- [53] NEI (2013). Nuclear Energy Institute, *Reactor shut down or decommissioned*, nei.org.
- [54] IRSN (2002). Colle C., Adam C., Fiche radionucléide, Cl 36 et environnement, 08/01/2002.
- [55] IRSN (2013). *Modèle de relâchement de corps radioactifs par des combustibles usés en stockage direct*. Rapport IRSN n° 2013-00001.
- [56] Fisher N. *et al.* Evaluation of radiation doses and associated risk from the Fukushima nuclear accident to marine biota and human consumers of seafood. *Proceedings of the National Academy of Sciences*, june 2013.
- [57] NEA/OCDE: Radioactive Waste management, the 'Radioactive Waste Management Committee' (RWMC). The RWMC is assisting member countries for the decommissioning of obsolete nuclear facilities. Annex A: List of NEA documents on decommissioning and dismantling of nuclear facilities. Annex B: List of NEA documents on decommissioning and decontamination of nuclear facilities. Annex C: List of IAEA publications on decommissioning and decontamination of nuclear facilities, NEA, Technical programs, 2013.
- [58] EDF (2013). *Les études de stockage ou destruction du graphite irradié en France et au Royaume-Uni*.
- [59] Académie des sciences, Pineau A., Quéré Y. (coord.) (2011). Annexe 12 : les matériaux du nucléaire. In : *La métallurgie science et ingénierie*. Académie des sciences - Académie des technologies. EDP Sciences, Paris.

- [60] Suzuki Shunichi (2013). *Mid-and long term road map and action plan for decommissioning of the reactors 1 to 4 of the TEPCO Fukushima Dai-ichi nuclear plants*. october 10, 2013. Tokyo Electric Power Company, Science Council of Japan.
- [61] Fong P. (1961). Nuclear models and nuclear fission. *Phys Rev* 122:1545.
- [62] IRSN (2013). Fiches *Radionucléides*, Internet.
- [63] Boutard J.-L. *et al.* (2008). Fissile core and tritium-breeding blanket: structural materials and their requirements, *C. R. Physique* 9:287-302.
- [64] Lindau R. *et al.* (2005). *Fusion engineering design* 75-79:989-996.
- [65] Gros F. *et al.* (1999). Colloque « Risques cancérogènes dus aux rayonnements ionisants ». *C. R. Académie des sciences*, tome 322, 2-3:81-256.
- [66] ASN (2012). *La gestion des sites et sols pollués par de la radioactivité, Contrôle*. Autorité de sûreté nucléaire, n° 195.
- [67] Mousset F. (2004). *Électro-volatilisation du ruthénium en milieu nitrique, influence de la nature des formes chimiques du ruthénium et de la composition des solutions, modèles de dissolution*. Thèse, École nationale supérieure de chimie de Paris.
- [68] Andra (2012). *Inventaire de la radioactivité présente en France en fin 2012*. www.andra.fr
- [69] La radioactivité.com. Quelles durées. Prolonger les entreposages industriels actuels, 2013.
- [70] Areva. *Gestion et traitement des déchets technologiques*. www.areva.com
- [71] Recherches sur les déchets. <http://nucleaire.fr>
- [72] Guillaumont R. (2013). *Déchets radioactifs, gestion opérationnelle*, Encadré 5- Colis de déchets MAVL et HAVL et encadré 6, matrice de colisage. BN 3 661v2-10, Éditions Techniques Ingénieurs.
- [73] Quatrième rapport national sur la mise en œuvre des obligations de la Convention commune. Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs. Septembre 2011.
- [74] Lederer C.M., Shirley V.S., Browne E. *et al.* (1978). *Table of isotopes*, Wiley, New York, 7th edition.

- [75] Dautray R., Friedel J., Bréchet Y. (2012). Réflexions sur l'avenir de l'énergie nucléaire, de la France d'aujourd'hui au monde de demain : II^e à IV^e générations, *C. R. Physique* 13(5): 480-518.
- [76] Bailly du Bois P. (2012). *Exemple de modélisation française pour étudier la dynamique des masses d'eau océaniques*, Annexe 13 de la partie santé de [34], IRSN, 2012.
- [77] Guillaumont R. (2011). *Retour d'expérience de Fukushima, recherches sur le combustible nucléaire*. Annexe 8 de la partie nucléaire de [34], 17 juin 2011.
- [78] Guillaumont R. (2004). Éléments chimiques à considérer dans l'aval du cycle nucléaire. *C. R. Chimie* 7:1129-1134.
- [79] Métivier H. (2011). *Analyse du rapport UNSCEAR 2011*, Annexe D, Aspects environnementaux de l'accident de Tchernobyl. Annexe 10 de [34].
- [80] Valleron A.-J. (2011). *Tchernobyl : conséquences de santé autres qu'en termes de mortalité*. Annexe 8 de la partie santé de [34].
- [81] Niel J.-C. *et al.* (2012). La gestion des sites et sols pollués par de la radioactivité, Contrôle 195, Autorité de sûreté nucléaire, novembre 2012.82.
- Ewing R.C. (2008). Nuclear fuel cycle: environmental impact. A publication of the Material Research Society (33):338-342.
- [82] Schneider M., Frogatt A. *et al.* (2013). *World nuclear industry status report*.
- [83] DOE (2013). *Annual energy outlook*. Department of energy. www.DOE.gov
- [84] Site des projets de réacteurs de puissance en cours de réalisation : www.nrc.gov/reactors/new-reactors.html.
- De plus, sur cette adresse internet de la NRC, figurent les détails de chaque installation nucléaire existante, avec la description de son emplacement.
- [85] Mathers D. (2013). The thorium fuel cycle, NNL (UK's National Nuclear laboratory), thEC.
- [86] Boucau J. (2013). Westinghouse, RGN.
- [87] Ensuque A. (2013). CIDEN/EDF, RGN.
- [88] Cahen B. (2013). Andra, RGN.

- [89] NDA/UK Business Plan, 2013-2016, 34 pages, Nuclear Decommissioning Authority, SG/2013/28. Ce document consacre une page complète à chaque « site restoration », y compris les autres installations que les réacteurs de puissance, usines de séparation chimique (Sellafield), de séparation isotopique (Capenhurst), laboratoire d'études nucléaires (Harwell), etc. Un rapport annuel (*Annual Report and accounts*) est rédigé et distribué aux hautes autorités du Royaume-Uni ainsi qu'à tout public par Internet (<http://www.dna.gov> ; UK document 8).
- [90] Fanguet C. (2013). ASN, RGN.
- [91] Bergh N. *et al.* (2013). Waste management strategy for dismantling wastes to reduce costs for power plant decommissioning. Westinghouse. RGN 4:42-47.
- [92] Krause G. (2013). Treatment and volume reduction of large components as heat exchangers, steam generators and boilers. Studsvik nuclear AB. RGN 4: 48-53.
- [93] Aubonnet E., Dubot D. (2013). Radiological characterization for decommissioning-methodology, approach and example of a nuclear facility. CEA, Évaluation radiologique. RGN 4:54-62.
- [94] Pombet D. *et al.* (2013). Destructive testing: dry drilling operations with TruPro system to collect samples in a powder form; from a hull containing sludge immobilised in a hydraulic binder. RGN 4: 63-68.
- [95] Hedin G. *et al.* (2010). Decommissioning planning for Swedish operating NPP's, 3rd international conference on environmental remediation and radioactive waste management. IECM 2010, Ysukuba, Japan, ASME.
- [96] Radiation protection 118 (2000). Recommended radiological protection criteria for the clearance of building and building rubbles for the dismantling of nuclear installations. European commission.
- [97] Lidar P. *et al.* (2011). New techniques for radiological survey of the P2 reactor decommissioning project. 10th EPRI decommissioning project and radioactive waste management workshop, Lund, Sweden, EPRI.
- [98] Andra (2012). Inventaire national 2012 : Rapport de synthèse 2012.
- [99] Andra. Inventaire national 2010 : Rapport en résumé 2012.
- [100] Andra. Inventaire national 2010 : Rapport géographique 2012.
- [101] Andra. Inventaire national 2010 : Rapport des fonctions 2012.

- [102] Académie des sciences (Gros F., Tubiana M. coord.) (1995). *Problèmes liés aux effets des faibles doses des radiations ionisantes*. Rapport n° 34. Tec & Doc Lavoisier, Paris.
- Et l'édition en langue anglaise, considérablement augmentée : *Problems associated with the effects of low doses of ionising radiations*, Rapport n° 38, 1997.
- [103] International Commission on Radiological Protection (2014). *Protection of the environment under different exposure situations*. ICRP publication 124, Ann. ICRP 43(1).
- [104] Rapport AIEA/UNSCEAR, Fukushima 2014.
- [105] Académie des sciences (Carpentier A., Baulieu E.-E., Brézin E., Friedel J., coord.) (2011). *L'accident majeur de Fukushima*, EDP Sciences, Paris.
- [106] Cohen B.L. : concepts of nuclear physics. Mac Graw Hill, par exemple, Chapter 11, p. 269-288, pour le « beta decay », 1971.
- [107] Bailly H., Menessier D., Prunier C. (1996). *Le combustible nucléaire des réacteurs à eau sous pression et des réacteurs rapides*. Collection CEA, série Synthèses. Eyrolles, Paris.
- [108] Académie des sciences (Bourrelier P.-H. coord.) (1998). *Contamination des sols par les éléments en traces : les risques et leur gestion*. Tec & Doc Lavoisier, Paris.
- [109] Académie des sciences (Colin F., Petit M. coord.) (2000). *Pollution localisée des sols et des sous-sols par les hydrocarbures et les solvants chlorés*. Tec & Doc Lavoisier, Paris.
- [110] Gueguéniat P., Germain P., Métivier H. (1996). *Radionuclides in the ocean, inputs and inventories*. IPSN, Les éditions de physique, Paris.
- [111] Cowan R. (1981). *The theory of atomic structure and spectra*. University of California Press.
- [112] Giancoli D.C. (2012). *Physics, principles with applications*, Pearson Prentice Hall, sixth edition. http://wps.prenhall.com/esm_giancoli_physicsppa_6/
- [113] Grenèche D. (2014). Une comparaison entre les réacteurs à eau pressurisée et les réacteurs à eau bouillante. Panorama mondial des réacteurs nucléaires de troisième génération. RGN 1:20- 37.
- [114] RGN (2013). Les défis du démantèlement : une réalité industrielle, des perspectives ; Conférence internationale, 7-11 avril 2013. RGN 4.

- [115] Bergh N. *et al.* (2013). Waste management strategy for dismantling waste to reduce costs for power plant decommissioning. *RGN* 4:42-47.
- [116] Thierfelt S., Schartmann F. (2010). *Decommissioning of nuclear installations in Germany; Experiences and perspectives*. Compiled for the German federal ministry of education and research. Brenk systemplanung, Aachen.
- [117] ISOE: the Information System on Occupational Exposure, created by the OECD Nuclear Energy Agency in 1992 to promote and coordinate international cooperative undertakings in the area of occupational radiological protection at nuclear power plants.
- [118] IAEA (1999). *Decommissioning of nuclear plants and research reactors. Safety guide*. IAEA safety standards series, DS452.
- [119] IAEA (1999). *Application of the concepts of Exclusion, Exemption and Clearance*. Safety Guide, N° RS-G-1.7.
- [120] NEA, Committee on radiation protection and public health (CRPPH).
- [121] NEA, Expert group on occupational exposure (EGOE).
- [122] NEA, Expert group on best available techniques (EGBAT).
- [123] IAEA (1996). *International Basis Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and the for the Safety of Radiation sources (the BSS)*. Safety Series, N° 115, IAEA, Vienna. FAOUN, IAEA, OCDE, NEA, WHO, UN, PAEHO, ILO.
- [124] IAEA (2011). *Radiation protection and safety of radiation sources: international basic safety standards*. Interim edition. General safety requirements. IAEA, Vienna.
- [125] Guidez J. (2012). *Phénix, le retour d'expérience*. CEA.
- [126] Adloff J.P., Guillaumont R. (1993). *Fundamentals of radiochemistry*. CRC.
- [127] Weinberg A., Wigner E. (1958). *The physical theory of neutrons chain reactors*. The University of Chicago press.
- [128] Bussac J., Reuss P. (1985). *Traité de neutronique*. Hermann, Paris.
- [129] Allison M., Ewing R.C. editors (2006). *Uncertainty underground. Yucca mountain and the nation's high-level waste*, MIT press.

- [130] Cordes H. (2013). The federal state's centre of competence in nuclear decommissioning, dismantling and disposal, in Germany. EWN, Energie werke Nord GmbH; ESK/GPD meeting 2013.
- [131] Scharmann F. (2013). Decommissioning in Germany. Current developments, ESK, Brenk Systemplanung, GmbH, Aachen (Germany), ESK, 4th GPD-ESK, meeting, September 2013.
- [132] Nuclear energy agency/OCDE (2011). Decontamination and dismantling of radioactive concrete structures, Radioactive waste management committee (RWMC), 21 july 2011, NEA/RWM/CPD(2010)3.
- [133] Working party on decommissioning and dismantling (WPDD), Nuclear Energy Agency, 19 march 2014, Summary record of the 14th session of the WPPP.
- [134] Champion D. *et al.* (2013). The IRSN's earliest assessments of the Fukushima accident's consequences for the terrestrial environment in Japan. *Radioprotection* 48(1):11-37.
- [135] IAEA (1996). *International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and the for the Safety of Radiation sources (the BSS)*. Safety Series N° 115, IAEA, Vienna. FAOUN, IAEA, OCDE, NEA, WHO, UN, PAEHO, ILO.
- [136] Rapport de la Commission nationale d'évaluation du financement des charges de démantèlement des installations nucléaires de base et de gestion des combustibles usés (juillet 2012). Note gouvernementale sur le coût du démantèlement. Rapport au Parlement, au Gouvernement et au Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire, rendu public en juillet 2012.
- [137] IAEA (2011). *Radiation protection and safety of radiation sources: international basic safety standards*. Interim edition. General safety requirements. IAEA, Vienna.
- [138] IAEA (1999). *Application of the concepts of Exclusion, Exemption and Clearance*. Safety Guide, N° RS-G-1.7.
- [139] Allison M., Ewing R.C. editors (2006). *Uncertainty underground. Yucca mountain and the nation's high-level waste*. MIT press.
- [140] Lefèvre J. (sous la direction de) (1986). *Les déchets nucléaires*. Collection CEA, série synthèses. Eyrolles, Paris.
- [141] IAEA (2013) *Report on decommissioning and remediation after a nuclear accident*. International experts meeting, 28 january -1 february 2013, Vienna, Austria.

- [142] IAEA (2015). *Report PRIS decommissioning module recently with 149 power reactor units.*
- [143] IAEA. Report Table 1-2. *Levels for exemption of bulk amounts of solid material without further consideration and for clearance of solid material without further consideration: activity concentrations of radionuclides of artificial origin.*
- [144] IAEA. Report Table 1-3. *Levels for clearance of material: activity concentrations of radionuclides of natural origin.*
- [145] IAEA. Safety reports series, No. 44. *Derivation of activity concentrations values for Exclusion, Exemption and clearance.*
- [146] IAEA. Safety reports series, No. 67. *Monitoring for compliance with exemption and clearance levels.*

CHAPITRE 2

Sources et caractérisation

Caroline Chabal, Didier Dubot
et Bernard Poncet

PLAN DU CHAPITRE

Introduction

- 1 Inventaires radiologiques : exemple des déchets graphites
 - 1.1. Variabilité des mesures radiochimiques inexplicable par le seul flux neutron
 - 1.2. Méthode d'assimilation mise en œuvre
 - 1.3. Résultats principaux sur quelques radionucléides
 - 1.4. Conclusion de l'étude focalisée sur le ^{36}Cl
 - 1.5. Validation de la méthode utilisée
- 2 Méthodologie pour la caractérisation des sols et des structures du génie civil
 - 2.1. Mesures radiologiques des sols en surface
 - 2.2. Plan d'échantillonnage dans les zones d'intérêt
 - 2.3. Analyses des profils de la pollution
 - 2.4. Cartographie radiologique en 3D
 - 2.5. Étude coût/avantage – Réhabilitation et impact sanitaire associé
 - 2.6. Contrôles finaux à la fin de la réhabilitation
 - 2.7. Méthode applicable aux structures de génie civil d'installations
 - 2.8. Caractérisation radiologique et perspectives
- 3 Élaboration d'un scénario de démantèlement : apport de la réalité virtuelle
 - 3.1. Principe et application au démantèlement
 - 3.2. Retour d'expérience sur l'utilisation de la réalité virtuelle pour le démantèlement
- 4 Analyse globale
- 5 Traitement de données par géostatistique
 - 5.1. Pourquoi l'analyse de risque ?
 - 5.2. Utilisation et principe de fonctionnement des simulations géostatistiques
 - 5.3. Analyses locales du risque
 - 5.4. Estimations globales

Conclusion : ne pas oublier l'essentiel...

Introduction

Les exploitants nucléaires sont confrontés à la fin de vie des premières installations construites à partir des années 1950. Les actions d'assainissement et de démantèlement sont aujourd'hui une priorité. Elles doivent permettre de démontrer la capacité de l'industrie nucléaire française à contrôler la totalité du cycle de vie des premières générations d'installations, depuis leur construction jusqu'au démantèlement et à la réhabilitation des sites.

Toute opération d'assainissement et de démantèlement doit être préparée en amont. Il est parfaitement illusoire de débiter l'assainissement d'une installation, sans connaître son état radiologique, ni maîtriser les volumes de déchets, par nature et par niveau d'activité, afin de s'assurer de l'existence des exutoires appropriés.

1 | Inventaires radiologiques : exemple des déchets graphites

Bernard Poncet

L'inventaire radiologique des déchets radioactifs est un prérequis à leur évacuation vers un stockage Andra. Il doit donc être connu en amont de la réalisation des travaux d'assainissement démantèlement. EDF a mis en place une méthode d'estimation des inventaires radiologiques sur les graphites activés des réacteurs UNGG (uranium naturel graphite gaz) par identification calculs/mesures (assimilation) (figure 2.1).



Figure 2.1
Empilements de graphite dans un réacteur UNGG.

En tant qu'exploitant nucléaire responsable, EDF doit élaborer une déclaration d'inventaire radiologique de ses déchets radioactifs le plus précisément possible. De son côté, l'Andra a la responsabilité d'ouvrir un centre de stockage du graphite prévu à l'article 4 de la loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs.

Dans le cas du graphite des centrales UNGG, l'inventaire sert donc de base au dimensionnement prévisionnel de ce stockage définitif. Pour les éléments radioactifs, il est relativement facile d'atteindre des limites de détection de l'ordre du Bq/g, c'est-à-dire de l'ordre de quelques milligrammes par tonne de graphite (mg/t). Pour les éléments qui ne produisent aucun rayonnement, leur détection par des procédés chimiques classiques est souvent limitée à des niveaux de l'ordre du milligramme par kilogramme de graphite (mg/kg), lesquels dépassent ceux d'un graphite de pureté nucléaire.

À titre d'exemple, les mesures radiochimiques et les calculs d'activation ont montré qu'il restait dans les empilements les plus riches en chlore (comme Bugey 1) environ 80 mg/t (ou ppb) de chlore après cette décontamination initiale et que 25 %, c'est-à-dire 20 ppb, avait été activé en ^{36}Cl pendant l'exploitation. Le chlore est à une concentration beaucoup trop basse pour être mesurable, seul le ^{36}Cl est accessible à la mesure.

1.1. Variabilité des mesures radiochimiques inexplicable par le seul flux neutron

Sur les prélèvements d'un empilement, entre 20 et 30 carottes de graphite irradié ont été analysées par radiochimie. Par exemple, la variabilité du flux de neutrons à l'origine du ^{36}Cl ne peut pas expliquer seule la variabilité de plusieurs ordres de grandeur des mesures. Sur l'exemple de Bugey 1, la variabilité d'un facteur 1 000 de ces mesures ne correspond :

- ni à celle du flux neutronique selon la position verticale dans le cœur, comme illustré en figure 2.1 (facteur < 10 pour les carottes mesurées) ;
- ni à celle de la température qui varie de 280 °C à 530 °C entre le haut et le bas de l'empilement.

La variabilité est expliquée par la pureté élevée du graphite nucléaire, matériau finement divisé auquel le concept « d'effet de pépite » s'applique. L'absence d'autocorrélation spatiale (pour expliquer le vocable d'effet de pépite) du ^{36}Cl montre qu'il n'y a ni dépôt significatif sur la surface, ni migration dans le graphite, car ces phénomènes induiraient une autocorrélation spatiale visible du ^{36}Cl . Ainsi, ni le champ de température, ni le gainage du combustible parfois mentionnés, ne sont explicatifs des valeurs mesurées.

Une façon de mettre en évidence cet « effet de pépité » significatif consiste à relever, après broyage et mélange de la carotte, la différence maximale mesurée entre les prises d'essai, cette différence étant rapportée à la moyenne de la carotte considérée, à savoir la moyenne des mesures de ses prises d'essai.

Les carottes ont été analysées par deux laboratoires différents du CEA appliquant le même procédé d'analyse mais utilisant pour le broyage des presses de puissances différentes, à savoir 150 tonnes dans le cas du premier laboratoire et quelques tonnes dans le cas du second. En raison d'un plus faible broyage, les différences maximales de concentration en chlore par rapport à la moyenne sont plus élevées pour plus de 40 % des carottes, que la différence maximale obtenue sur les carottes broyées à 150 tonnes et peuvent même atteindre 140 % par rapport à la « moyenne de la carotte » (appelée aussi « moyenne carotte »), c'est-à-dire la moyenne de concentration en chlore des prises d'essai obtenues sur la carotte.

Ce résultat est illustré par la figure 2.2 qui montre les deux fonctions de répartition du rapport entre la prise d'essai maximale et la moyenne carotte pour deux dimensionnements de presse utilisées pour écraser le graphite (quelques tonnes et 150 tonnes respectivement). Deux fonctions de répartition des différences maximales d'activité massique des prises d'essai rapportées à la moyenne carotte pour deux dimensionnements de presse.

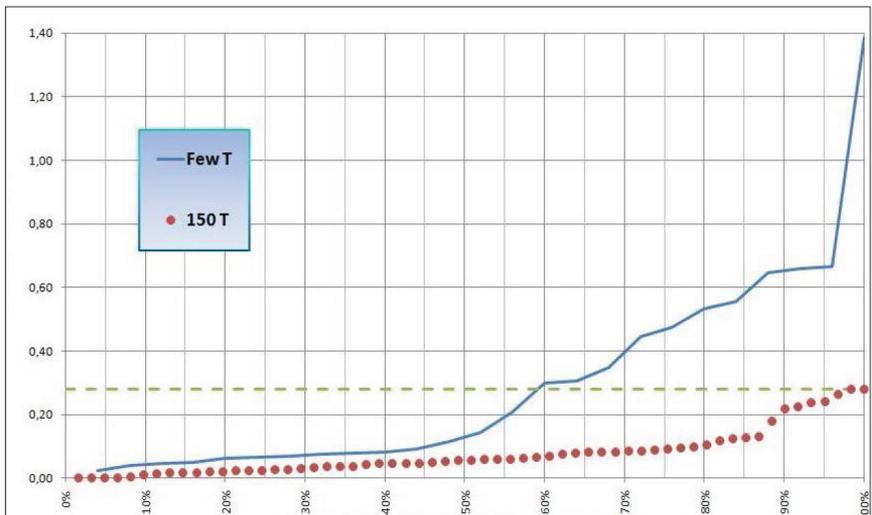


Figure 2.2
Preuve de l'effet de pépité.

Malgré le mélange d'une poudre obtenue avec une presse de quelques tonnes, seul un « effet de pépité » accentué peut expliquer tant de prises

d'essai éloignées de la moyenne carotte au-delà de l'erreur relative de mesure, c'est-à-dire environ 20 % pour le ^{36}Cl . Avec un plus faible broyage et donc des prises d'essai moins bien mélangées, la variabilité serait encore plus grande.

L'échantillonnage dans le graphite est donc stochastique et sa variance relative conforme à la formule de Gy : $\left[\frac{s}{a}\right]^2 \approx \frac{K}{am}$ dans le cas où $a =$ concentration en ^{36}Cl est petit.

Cette formule fournit la variance relative d'un échantillon primaire représentant le contenu d'un lot donné (ici l'empilement de graphite, soit plus de 2 000 t) en fonction de la taille de l'échantillon primaire (ici une carotte de $m = 20$ g) et son contenu en composant d'intérêt (ici $a =$ concentration en ^{36}Cl).

Cette formule explique également, en fonction du broyage, la variance relative d'un sous-échantillon primaire représentant le contenu d'un échantillon (ici, une carotte de $m = 20$ g) en fonction de la taille du sous-échantillon primaire (ici une prise d'essai de $m = 0,5$ g) et son contenu en le même composant d'intérêt.

Le phénomène de la variance à une échelle de « échantillon de 20 grammes et 0,5 gramme de sous-échantillon » a été montré en figure 2.2 et la variance à l'échelle de « 2 000 tonnes d'empilement entier et 20 grammes d'échantillon » est révélée en figure 2.3 dans les résultats ^{36}Cl des carottes analysées que l'activation seule ne suffit pas à expliquer.

Illustrant ce phénomène, la figure 2.3 utilise l'échelle logarithmique qui est bien sûr nécessaire, compte tenu de l'importante variabilité de la concentration en ^{36}Cl constatée entre les carottes.

L'utilisation d'une valeur moyenne garantit la division de la variance observée par le nombre de mesures, tandis que les valeurs extrêmes (minimum et maximum) peuvent représenter des valeurs très éloignées de la moyenne.

1.2. Méthode d'assimilation mise en œuvre

Face à l'absence de corrélation spatiale, le CIDEN a développé une méthode d'assimilation qui permet d'exploiter au mieux les mesures et de produire un inventaire majorant :

1. Calculer la carte « 3D » du flux de neutrons sur la géométrie de l'empilement.

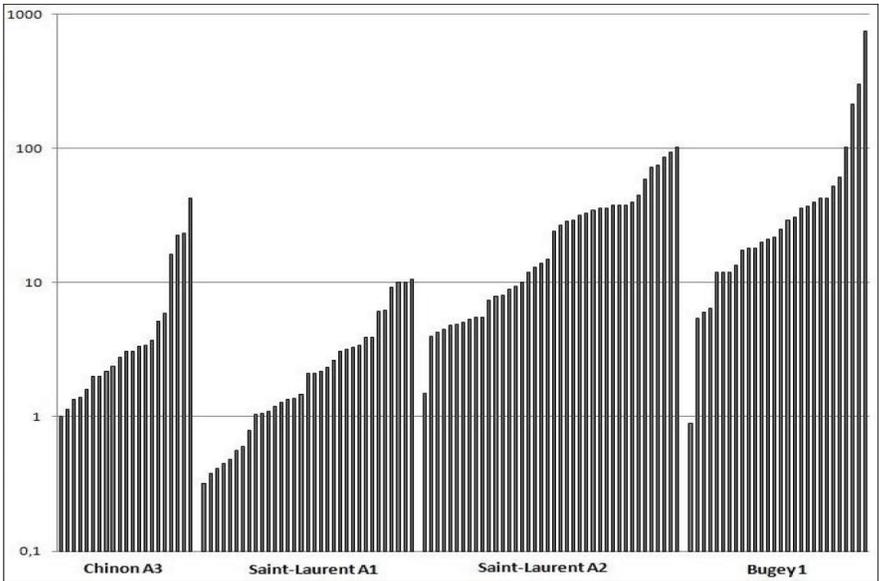


Figure 2.3

Quatre distributions en échelle logarithmique des mesures ^{36}Cl des carottes pour quatre empilements.

2. Partant de cette carte et avec l'histoire du réacteur, calculer les impuretés qui réalisent l'ajustement en moyenne des calculs d'activation et des mesures d'activités (même radionucléide, même emplacement, même date), puis calculer l'inventaire global.
3. Pour chaque radionucléide mesuré, calculer son écart-type et calculer la valeur supérieure de l'intervalle de confiance de son ratio par rapport au ^{60}Co correspondant à un risque de 2,5 % de le sous-évaluer (attention, l'intervalle de confiance n'a rien à voir avec le calcul des Min et Max).
4. Calculer la valeur supérieure de l'intervalle de confiance du ^{60}Co lui-même, ce qui consiste à prendre une autre marge correspondant à un risque de 2,5 % de sous-évaluation et à multiplier cette valeur supérieure par la valeur supérieure du ratio calculé lors de l'étape 3.

Cette caractérisation est basée sur un nombre suffisant de mesures des radionucléides et pour chaque empilement, EDF a choisi environ 30 échantillons de graphite pour l'analyse de quelques 30 radionucléides, le retrait de l'un des points ne modifiant pas sensiblement l'estimation de la moyenne. Environ 900 analyses de prises d'essai ont ainsi été effectuées pour chacun des quatre empilements de Chinon A3, Saint-Laurent A1, Saint-Laurent A2 et Bugey 1.

1.3. Résultats principaux sur quelques radionucléides

Tableau 2.1

Inventaire des empilements UNIGG d'EDF.

Risque de sous-évaluation de 2,5 % avec des activités en 2017 (1 TBq = 10 ¹² Bq)	Masse empilement (t)	³ H (TBq)	³⁶ Cl (TBq)	¹³⁷ Cs (TBq)
Chinon A3	2 530	82	0,018	0,07
Saint-Laurent A1	2 570	70	0,007	0,15
Saint-Laurent A2	2 440	217	0,092	0,12
Bugey 1	2 060	192	0,170	0,18

Tableau 2.2

Chlore moyen ajusté pour différents types de graphite.

Réacteurs UNGG	Puissance spécifique (W _{th} /g _U)	Coke d'origine du graphite	Chlore explicatif moyen (mg/t)
Chinon A3	3,2	Lockport L (74 %) et M (26 %)	14
Saint-Laurent A1	3,7	Lockport M	6,6
Saint-Laurent A2	3,8	Lima	83
Bugey 1	5,7	Lima	81

Le calcul indique une forte décontamination initiale appliquée au chlore, cohérente avec le relâchement de chlore qui se produit sous l'effet de la température avant même d'être activé.

Sur Bugey 1, on a pu constater l'efficacité de cette décontamination initiale (celle de la « graphitation », laquelle, après trois à cinq semaines de cuisson entre 480 °C et 800 °C, correspond à un passage final en four pendant trois à quatre semaines à 3 000 °C environ), puisqu'elle a abouti à ne laisser que 80 ppb (mg/t) de chlore dont l'activation a transformé en moyenne le quart des 80 ppb de chlore résiduel en ³⁶Cl avec des briques dont l'activation en ³⁶Cl varie de 0,7 % à 50 % du chlore stable initial.

1.4. Conclusion de l'étude focalisée sur le ^{36}Cl

Pour les 15 000 tonnes de graphite des empilements, partant d'un estimatif ^{36}Cl antérieur de 15 TBq évalué probablement à partir des maxima mesurés à l'époque, la caractérisation CIDEN par assimilation a conduit depuis 2008, à 300 GBq (soit 50 fois moins) tout en garantissant une estimation majorante.

Notons que ces 300 GBq correspondent à 75 % de la capacité radiologique de 400 GBq du centre de stockage de surface de l'Aube (CSFMA) et à 20 Bq/g en moyenne, ce qui rappelle les valeurs du stockage TFA (très faiblement radioactif).

Compte tenu de l'enrichissement spontané du graphite froid en chlore stable environnemental à hauteur d'environ 2 ppm (c'est-à-dire 2 g/t), on a donc dans les 15 000 tonnes d'empilement environ 30 kg de chlore total dont 250 g de ^{36}Cl (0,3 TBq).

On constate un rapport isotopique initial $\text{Cl}/^{36}\text{Cl}$ supérieur à 100 avant toute migration dans le milieu, rapport isotopique $\text{Cl}/^{36}\text{Cl}$ qui ne pourra qu'augmenter ultérieurement du fait du second principe de la thermodynamique.

1.5. Validation de la méthode utilisée

Enfin, un résultat particulièrement remarquable valide la méthode utilisée par EDF, à savoir, sur huit impuretés chimiques explicatives, la redécouverte du coke à l'origine des graphites de chaque empilement. Ceci est illustré par la figure 2.4.

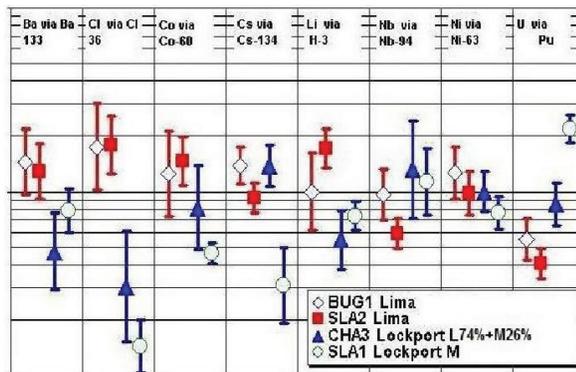


Figure 2.4

Intervalle de confiance de huit impuretés identifiées via des mesures de radionucléides sur carottes et des calculs d'activation. Redécouverte des coques Lima et Lockport qui ont été utilisés pour fabriquer les graphites de BUG1 et SLA2 d'une part et SLA1 et CHA3 d'autre part.

Aucun compte n'ayant été tenu de l'origine du coke dans les calculs ou les mesures, l'influence constatée du paramètre « coke » fournit une validation exogène de la pertinence de la méthode de caractérisation développée et mise en œuvre.

Les inventaires radiologiques vont permettre l'évacuation des déchets des procédés. Une fois ces déchets évacués, une caractérisation radiologique globale (ou état initial) doit être réalisée dans le but de dimensionner l'assainissement des structures, l'objectif final étant le déclassement de l'installation nucléaire.

2 | Méthodologie pour la caractérisation des sols et des structures du génie civil

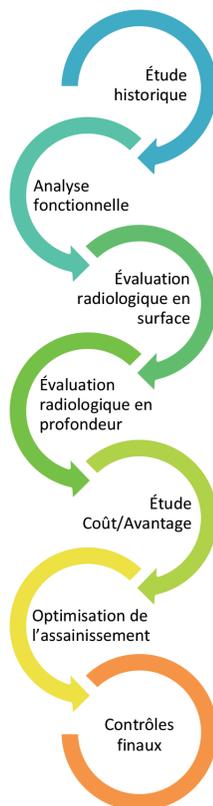
Didier Dubot

En France, les objectifs de réhabilitation sont déterminés au cas par cas par les exploitants et proposés à l'Autorité de sûreté nucléaire (absence de seuil de libération). Les impacts sanitaires acceptés par l'ASN étant très bas, une parfaite connaissance de l'état radiologique des sols ou des structures de génie civil est nécessaire afin de garantir le bon déroulement des chantiers de démantèlement, d'assainissement ou de déconstruction dans le respect des coûts et des plannings.

Pour répondre aux questions qui se posent avant chaque assainissement, le CEA a développé une méthodologie permettant de quantifier le nombre de mesures et d'échantillons nécessaires à la caractérisation de la zone d'étude, de définir la profondeur à investiguer et d'optimiser le pas d'échantillonnage, dans le but d'estimer le volume des matériaux contaminés.

Les méthodologies préconisées dans le guide IRSN *Gestion des sites potentiellement pollués par des substances radioactives*, complétées par la directive « EURATOM 96-29 » ont permis d'apporter un retour d'expérience au CEA contribuant à la mise en place, dès 1999, d'une méthodologie décrite dans le logigramme ci-contre.

Le guide interexploitant (CEA/EDF/Areva) est le résultat abouti de ces méthodologies.



C'est en 2004 que le CEA a développé Kartotrak, solution à la maîtrise de l'état radiologique initial. Basé sur un système d'information géographique (SIG), il permet d'utiliser tout type de support géoréférencé, vectoriel ou non. Grâce à l'association d'un GPS avec correction différentielle, il est possible d'associer une position X, Y, Z à une mesure relevée, avec l'utilisation de tout dispositif de mesure de rayonnement (alpha, bêta, gamma).

2.1. Mesures radiologiques des sols en surface

Les surfaces à caractériser peuvent varier de quelques dizaines de mètres carrés à plusieurs hectares, voire milliers d'hectares. Dans la plupart des cas, les polluants sont des émetteurs gamma dont le flux est mesurable avec des détecteurs usuels (NaI, spectrométrie gamma, scintillateurs plastiques). Les dispositifs de mesures en temps réel, développés par CEA/FAR, (VEgAS[®], KRP[®], KRT[®]) associés à la plateforme logicielle Kartotrak industrialisée par la société Geovariances, permettent de collecter à chaque seconde les mesures des différents détecteurs. L'exploitation par géostatistique de ces données, très souvent collectées de façon exhaustive sur le site, permet la restitution d'une carte en 2D, mettant en évidence les zones d'intérêt où le flux gamma est différent. Complétées par quelques échantillons, les cartographies sont très rapidement exploitables. En cas d'impossibilité de réaliser des mesures gamma *in situ* pour certains radionucléides, des échantillons sont réalisés en utilisant un maillage approprié.



Figure 2.5

Exemple de dispositif permettant des mesures en temps réel en mode piéton (KRP[®]) : GPS, PC d'acquisition équipé du logiciel Kartotrak et sonde de mesure NaI.

2.2. Plan d'échantillonnage dans les zones d'intérêt

Le CEA/FAR a établi en 2008 un retour d'expérience à partir des 90 sites évalués par la Section assainissement du site. L'objectif de ce REX consistait à identifier tous les sites dont le plan d'échantillonnage permettait d'utiliser la géostatistique pour le traitement de données en remplacement des approches statistiques usuellement appliquées.

À partir de ce REX, en complément des mesures réalisées sur les sols en surface, il est désormais aussi possible de dimensionner le nombre de sondages nécessaires à une évaluation radiologique pertinente des sols en profondeur. Cette étape permet d'implanter les sondages dans les aires où l'incertitude et la variabilité sont importantes, contrairement aux pratiques du passé, où presque tous les sondages étaient implantés dans les zones qui présentaient l'activité la plus importante.

2.3. Analyses des profils de la pollution

Les sondages réalisés, le plus souvent avec des techniques n'utilisant pas l'eau de sorte à en minimiser la lixiviation, il convient de collecter des échantillons représentatifs de carotte (ou tronçon). Cette opération est généralement précédée d'une mesure de gamma scanning de la carotte par pas de 10 cm afin d'identifier la présence d'éventuels points chauds puis de prélèvements sur la carotte. En fonction du pas d'échantillonnage, la taille des carottes peut atteindre une vingtaine de mètres (pas de 20 cm pour une carotte de 2 mètres, pas de 100 cm pour une carotte de 20 mètres).

Chaque échantillon fait l'objet de mesures par spectrométrie gamma et/ou de mesures radiochimiques des émetteurs alpha et bêta purs en laboratoire. Les résultats permettent de tracer les profils des différents radionucléides. Dès lors, l'analyse fonctionnelle du site peut être validée. Ainsi l'étude des mécanismes de pénétration de chaque radionucléide dans les sols pourra commencer, selon qu'ils sont composés de remblais ou qu'ils constituent le terrain naturel.

2.4. Cartographie radiologique en 3D

Comme pour la réalisation des cartographies en 2D, la réalisation d'une cartographie tridimensionnelle utilise la géostatistique comme technique d'analyse des données et d'estimation des niveaux d'activité. Cette cartographie permet d'obtenir des épures basées notamment sur des probabilités de dépassement

de niveau d'activité. Ces résultats sont utilisés pour comparer les différents scénarios de réhabilitation de la zone d'un point de vue technique et financier.

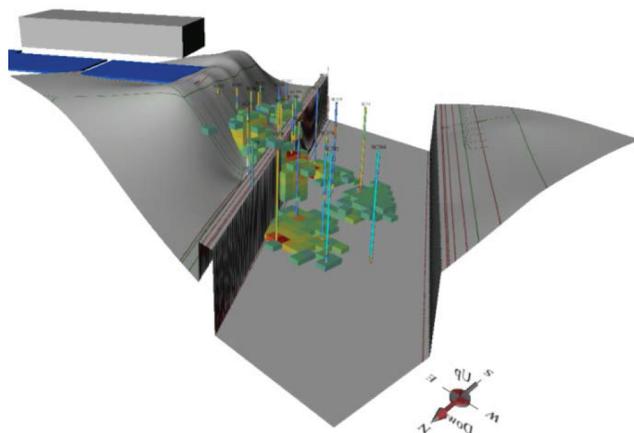


Figure 2.6
Cartographie 3D de volumes contaminés.

2.5. Étude coût/avantage – Réhabilitation et impact sanitaire associé

Le coût évolue en fonction des profondeurs à atteindre. L'ensemble de ces données permet d'élaborer une représentation synthétique de l'approche coût/avantage. En effet, un graphe montrera quel objectif raisonnable est atteint et l'efficacité évidente d'une excavation supplémentaire en termes de réduction d'impact sanitaire. Toutefois, dès lors que la pollution est bornée et peu profonde, l'étude conclut généralement au retrait total de la contamination. Les calculs de l'impact sanitaire avant et après réhabilitation sont basés sur le guide méthodologique IRSN (*Gestion des sites potentiellement pollués par des substances radioactives*, version 2011) et sont réalisés grâce à l'outil « Impact » développé par la Section assainissement du site du CEA Fontenay-aux-Roses.

2.6. Contrôles finaux à la fin de la réhabilitation

En fin d'assainissement, les pollutions n'étant plus structurées spatialement, on utilisera des outils statistiques (méthode PESCAR, formule de Wilks, test de Student, etc.).

Il conviendra de prendre en compte l'analyse des profils et les ratios α et β existant après le traitement d'une pollution, afin d'adapter le type de contrôle et d'analyse à effectuer sur les échantillons pour en estimer l'activité résiduelle. En effet, il se peut que le ^{137}Cs ne soit plus l'élément prépondérant et que seules des traces d'émetteurs alpha et bêta purs subsistent.

2.7. Méthode applicable aux structures de génie civil d'installations

L'approche développée pour les sols a été transférée pour l'évaluation radiologique des structures de génie civil des installations. En effet, après l'enlèvement des procédés, des volumes de béton et de sols considérables sont à caractériser et, le cas échéant, à assainir.

De nouvelles méthodes d'analyse sont également développées, notamment pour caractériser les structures de génie civil d'installations. On peut citer notamment la technique d'autoradiographie qui permet, grâce à la dépose de films radiosensibles, de localiser des taches de contamination. Cette méthode peu coûteuse et sensible à tous les rayonnements peut notamment être associée à la géostatistique afin d'interpoler les zones non mesurées et d'établir des cartographies.

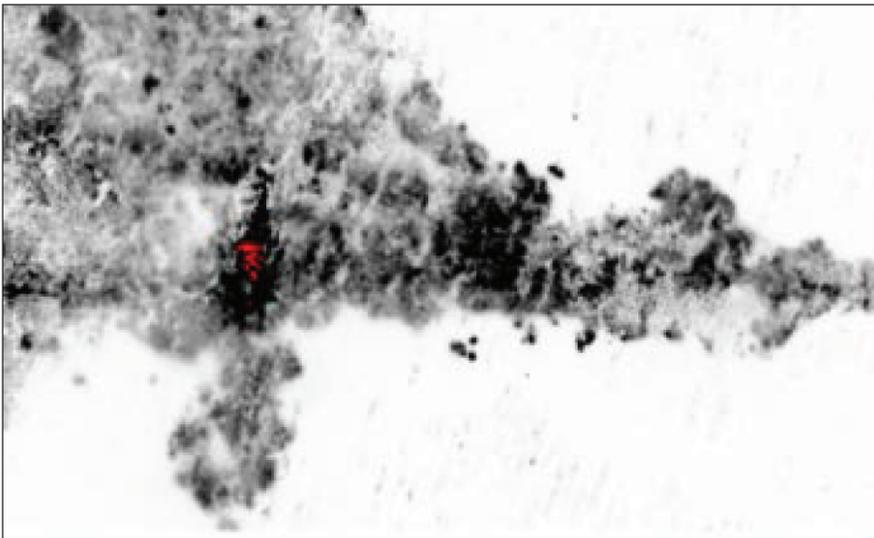


Figure 2.7

Film après exposition et analyse par autoradiographie montrant une tache de contamination.

2.8. Caractérisation radiologique et perspectives

Le traitement des données par géostatistique apparaît aujourd'hui comme un outil incontournable dans la réalisation d'un état initial ou d'une caractérisation radiologique complète, d'un sol ou d'une installation. Parmi ses nombreuses valeurs ajoutées, on peut citer l'aide au dimensionnement des plans d'échantillonnage, la quantification des incertitudes ou encore le calcul des volumes à excaver en fonction d'un ou plusieurs seuils.

Au niveau des perspectives possibles, on commence à envisager le pilotage des assainissements avec une mise à jour des cartographies radiologiques en temps réel (mesures et traitements de données associés à la robotique).

La caractérisation radiologique des sols et des structures, comme la réalisation des inventaires déchets, permettent d'obtenir les données d'entrées suffisantes à l'élaboration des scénarios d'assainissement/démantèlement. Le choix du scénario, notamment dans les milieux très irradiants, est décisif dans l'optimisation de la dose engagée, des déchets produits, des coûts induits. La téléopération peut être utilisée pour réduire les doses engagées. La simulation permet d'envisager différentes possibilités. Aujourd'hui, les dernières technologies de réalité virtuelle et d'interfaces haptiques (reconstituant les sensations physiques) sont au cœur de ses simulations et permettent une avancée considérable dans l'aide au choix de scénarios de démantèlement.

3 | Élaboration d'un scénario de démantèlement : apport de la réalité virtuelle

Caroline Chabal

3.1. Principe et application au démantèlement

1. La réalité virtuelle (RV), ou simulation interactive immersive, est une technologie largement utilisée dans différents domaines. En médecine, elle est appliquée à la rééducation et à la formation des chirurgiens. Dans l'industrie, la RV peut être utilisée pour la conception de nouveaux produits (automobile, fabrication, conception aérospatiale, etc.).
2. Appliquée à l'industrie nucléaire, la RV permet notamment :
 - de vérifier ou même de concevoir des scénarios d'intervention ;
 - de simuler les opérations à l'échelle 1 ;

- de former les futurs opérateurs en particulier avec le retour d'effort.

Et plus globalement d'améliorer la confiance, la fiabilité et le réalisme du scénario simulé.

Différentes technologies et matériels sont combinés afin d'utiliser la RV dans le cadre des opérations de démantèlement.

Salle immersive

Le CEA Marcoule est équipé d'une salle immersive permettant de valider les opérations de maintenance ou de démantèlement. Elle peut être utilisée pour réaliser des études d'accessibilité, d'ergonomie, ou pour la formation des agents.



Figure 2.8
Salle immersive de Marcoule.

La salle immersive est équipée d'un système de visualisation stéréoscopique doté d'un mur d'image de 3,7 m par 2,3 m, qui donne une vision 3D de l'environnement virtuel. La taille de l'écran permet de travailler confortablement sur les simulations à taille réelle. La perception de la profondeur 3D est rendue possible grâce à la technologie INFITEC, un système stéréoscopique passif reposant sur la colorimétrie.

Vient ensuite un système de capture de mouvement qui permet de naviguer au sein de l'environnement virtuel. Grâce à quatre caméras à infrarouge, la position de la manette (*flystick*) est capturée en temps réel, avec actualisation de sa position virtuelle. Il est aussi possible de suivre la position de la tête : de

ce fait, quand l'utilisateur bouge la tête, le point de vue de la simulation change comme si un mouvement réel avait eu lieu au sein de l'environnement de RV.

Une interface haptique est utilisée pour produire une immersion tactile. Elle confère des sensations de toucher et d'effort.

Un moteur physique confère une existence « matérielle » aux objets graphiques, à travers la décomposition de l'objet en éléments de volume interne (« voxel »). Le moteur physique génère les forces à appliquer pour éviter l'interpénétration des objets et envoie les informations nécessaires à l'interface haptique pour créer un retour d'effort.

La simulation sonore a été ajoutée pour reproduire le bruit reçu par un micro placé *in situ* : l'opérateur pourra entendre le bruit des collisions depuis la salle de commande. De manière générale, l'ouïe est un sens très utilisé par les opérateurs lors des opérations téléopérées. Il les aide à mieux piloter le système, grâce à ce retour sonore.

Système de téléopération

Le système de téléopération est constitué du système Maestro et d'un porteur spécifiquement conçu pour le démantèlement. Le système Maestro (figure 2.9) est un télémanipulateur avancé, utilisé lorsque l'intervention humaine n'est pas possible, dans des environnements nucléaires ou offshores, par exemple. Ce système est constitué de deux parties : le bras maître et le bras esclave. Le bras maître est un dispositif permettant de commander l'organe terminal opérationnel du bras esclave dans un mode cartésien, avec un retour d'effort efficace. Le Maestro peut recevoir différents outils : torche laser ; disqueuse hydraulique, pince...



Figure 2.9

Bras esclave Maestro (à gauche) et bras maître Maestro (à droite).

Modèle et maquette numérique 3D

Afin de vérifier l'accessibilité et la faisabilité des travaux avec le système téléopéré, il est nécessaire de modéliser l'environnement en 3D afin d'obtenir une maquette numérique.

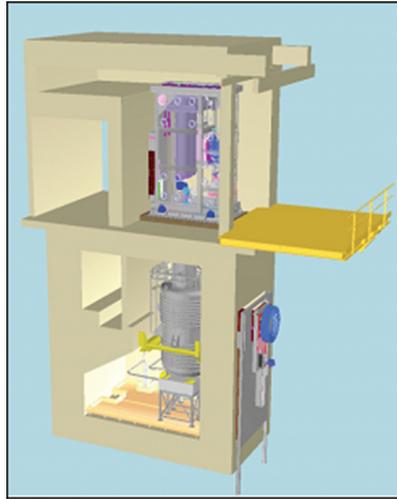


Figure 2.10
Modèle 3D du dissolvant de MAR 200.

Simulation 3D

À partir des maquettes numériques 3D de l'environnement, il est possible d'ajouter d'autres informations utiles comme les points chauds, l'activité...

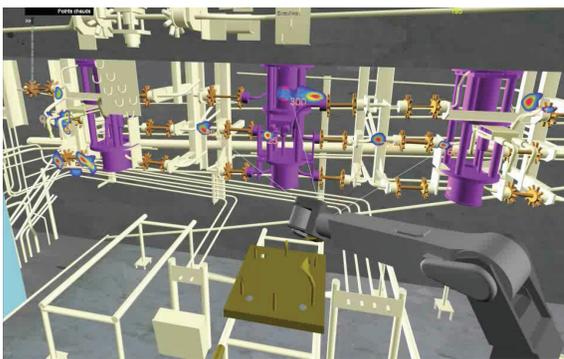


Figure 2.11
Visualisation des points chauds sur la simulation 3D.

3.2. Retour d'expérience sur l'utilisation de la réalité virtuelle pour le démantèlement

3.2.1. Démantèlement du dissolvant de MAR 200 du CEA Marcoule

Le site de Marcoule (Gard, France) est l'un des sites phares en matière de démantèlement. Parmi toutes les installations devant être démantelées, l'atelier MAR 200 (atelier de retraitement du combustible de Marcoule) a été construit et utilisé pour le développement des opérations de traitement chimique du combustible nucléaire. Cette installation comprend des cellules aveugles contenant des cuves et des circuits de tuyauterie. Du fait du taux élevé de radiation et de l'utilisation de matériaux très spéciaux, ces opérations doivent en partie être réalisées par des systèmes téléopérés, dotés d'un outil de découpe au laser.

Afin d'optimiser les futures opérations, il a été fait appel à la réalité virtuelle pour simuler la mise en œuvre des scénarios définis et vérifier leur adéquation avec l'environnement.

Cinq jours ont été nécessaires pour tester et vérifier toutes les opérations de démantèlement.

Trois principaux objectifs avaient été fixés :

- aider à la conception du système de télémanipulation ;
- valider les scénarios de démantèlement envisagés ;
- optimiser le positionnement des caméras.

Au fur et à mesure des différents tests, la conception de la torche laser a par exemple évolué pour prendre en compte les résultats des simulations. La simulation en RV a permis d'optimiser la conception et l'adéquation de l'outil à l'environnement.

Les positions des caméras ont été validées. Il a été montré que la caméra *in situ*, située dans l'enceinte était mal placée. D'autres tests ont finalement permis de valider un emplacement approprié.

La simulation a également démontré que la découpe du haut de la cuve sera plus aisée depuis l'intérieur. Ce qui implique inévitablement une inversion de l'ordre des séquences de démantèlement. En effet, seulement après avoir découpé les tuyaux internes, la découpe du haut de la cuve pourra être effectuée.

De nombreux autres scénarios ont été testés, afin d'améliorer l'ensemble du démantèlement, étape par étape.

3.2.2. Démantèlement de la cellule 414 de l'APM du CEA Marcoule

La cellule 414 est une cellule chimique utilisée pour la clarification et la dissolution du combustible usé. L'ensemble représente 5 km de tuyaux à découper et 18 tonnes d'équipements à démanteler.

La cellule est hautement radioactive avec un débit de dose ambiant compris entre 15 et 25 mGy/h.

La modélisation a permis de représenter près de 60 % des tuyaux avec une précision estimée à 3 cm.

La RV associée à l'interface haptique et au système Maestro a permis de vérifier les trajectoires opérationnelles, notamment pour les opérations de démantèlement des centrifugeuses.

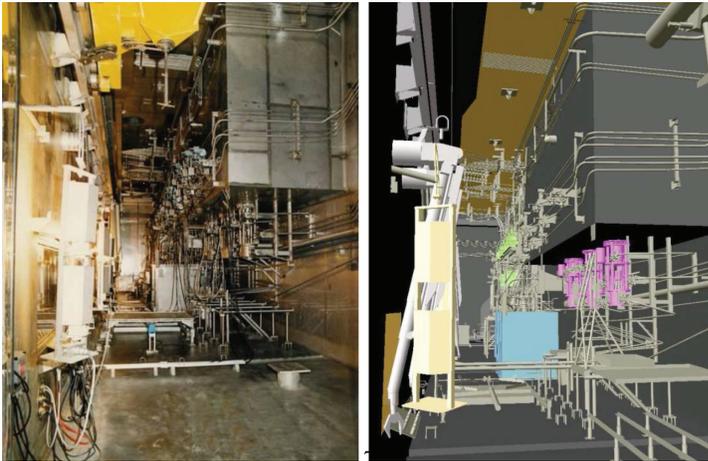


Figure 2.12

Cellule et modélisation 3D correspondante permettant l'utilisation de la RV en salle immersive.

3.2.3. Réalité virtuelle et perspectives

La réalité virtuelle peut réellement contribuer à l'amélioration de la conception des scénarios et à la validation de choix techniques. Aujourd'hui, les industriels du démantèlement commencent à utiliser la RV.

L'aspect particulièrement prometteur est le temps très court qui s'avère nécessaire dans le test et la validation de l'ensemble des scénarios. Les technologies de RV sont des solutions très réactives. En effet, les changements sont gérés très rapidement et les mises à jour sont testées quasiment instantanément.

L'efficacité de cet outil n'est donc plus à démontrer. Il peut désormais être exploité durant la totalité d'un projet et il permet désormais d'optimiser les opérations par anticipation de leurs éventuels problèmes.

Les outils de RV offrent de nouvelles perspectives aux études et la gestion coût/délais de démantèlement. Il en est de même dans le domaine de la communication entre les acteurs des équipes projet, les prestataires et les autorités de sûreté nucléaire.

4 | Analyse globale

Depuis les années 1950, le développement de la filière nucléaire est considérable et une grande partie des installations nucléaires, de première génération et de seconde génération, sont démantelées ou en cours d'assainissement, tandis que d'autres le seront dans les années à venir.

Depuis une quinzaine d'années, les exploitants ont aussi débuté la réhabilitation de leurs sites qui ont, pour la plupart, souvent été utilisés pour l'entreposage de déchets. Or, les sols constituent très souvent une voie prépondérante de transfert de la contamination vers la nappe phréatique.

C'est dans ce contexte que l'approche des réhabilitations a dernièrement évolué.

Cependant, ne pas maîtriser l'état radiologique initial met en grande difficulté la conduite d'un chantier d'assainissement/démantèlement. Disposer d'un volume de déchets ne répondant à aucun exutoire dédié augmente cette difficulté et réduit inévitablement la pleine réussite de l'assainissement. Les coûts à terminaison sont ainsi remis en cause et tous les assainissements de France risquent d'en subir de lourdes conséquences.

Hormis les CNPE (centres nucléaires de production d'électricité), chaque installation, chaque site, dédié à la recherche (civile et militaire) connaîtra l'exclusivité de son assainissement. La disparité des sites implique une étude appropriée à chaque projet d'assainissement. Aujourd'hui, aucun retour d'expérience pertinent ne permet d'en optimiser (voire diminuer) les coûts et les délais.

Par ailleurs, la seconde grande difficulté rencontrée au cours d'un projet d'assainissement/démantèlement réside dans la diversité des matériaux utilisés. Les milliers de tonnes de graphite évoqués en début de chapitre restent à évacuer vers des filières appropriées qui n'existent pas. Cependant, grâce à notre maîtrise en matière de diagnostic, nous sommes aujourd'hui en mesure de diminuer les incertitudes du terme source qui nous permettent d'envisager les exutoires adéquats, afin de veiller au respect à long terme de l'environnement.

Le développement des recherches liées à la réalité virtuelle sera un atout majeur. En effet, il permet d'identifier et de quantifier, de façon optimale, tous les niveaux d'activité que renferment les déchets. Et ce, sans aucune présence humaine au contact des procédés à assainir.

En raison du manque d'exutoires, il est plus qu'indispensable, pour la filière nucléaire :

- de constituer des colis avec un niveau d'activité maîtrisé dans le but de les éliminer vers les filières existantes ;
- de réduire considérablement le volume de déchets non inscrits dans l'exutoire approprié.

La réhabilitation des sols et des structures de génie civil a été facilitée par la création du site de stockage TFA de l'Andra. Depuis sa mise en place, cette organisation offre aux producteurs de déchets de la filière nucléaire une solution simple aux réhabilitations.

Il est regrettable que des chantiers d'assainissement/démantèlement produisant des déchets de catégorie FA/MA (sols et/ou structures) soient conduits en France avec les mêmes méthodes que celles connues des années 1950 :

- pour les structures d'installation :
 - ou bien
 - on découpe les protections biologiques,
 - et on transporte les « pièces massives » vers le stockage de l'Andra,
 - ou encore
 - on déconstruit la totalité des structures par broyage ;
- pour les sols :
 - on excave,
 - puis on conditionne en GRVS,
 - et on évacue vers le stockage de l'Andra.

La démonstration est ainsi faite de la tendance à envoyer de nombreux colis de déchets (peut-être la majorité) ne contenant aucune radioactivité naturelle ajoutée ou technologiquement renforcée, ou artificielle ajoutée.

Les sols sont généralement assainis par excavation, au moyen des dispositifs techniques, uniquement capables d'une précision de l'ordre d'une vingtaine de centimètres, sans oublier la marge forfaitaire requise par la réglementation et appliquée de façon systématique à tous les sites.

Cette approche globale conduit à une dépense importante au regard d'un terme source très faible, voire pour la majeure partie des volumes, de déchets d'aucune activité.

Une des stratégies possibles consisterait à améliorer la précision des cartographies radiologiques et d'enlever le strict nécessaire des surfaces et des volumes contaminés.

Pour cela, et sans remettre en cause les stratégies globales d'assainissement/démantèlement mises en place en France, il faut utiliser les techniques existantes et abouties, développer les outils nécessaires à automatiser les assainissements des surfaces contaminées et optimiser la maîtrise des volumes de déchets par niveau d'activité.

Cette approche dispose de techniques et de méthodes de contrôle suffisamment robustes pour éliminer tous les matériaux sans radioactivité ajoutée vers des filières conventionnelles.

Depuis le milieu des années 2000, le CEA travaille sur la transposition de méthode, de caractérisation utilisant la géostatistique.

5 | Traitement de données par géostatistique

Cette technique, utilisée initialement pour la caractérisation des filons miniers, a été développée dans les années 1950 par D. Krige puis par G. Matheron.

La finalisation de leurs travaux et l'évolution de l'informatique ont ouvert le champ d'application aux données de la pollution chimique de site et plus récemment (2004) par le CEA/FAR, pour l'application dédiée aux sites et sols pollués radiologiquement.

Cette méthode consiste à prendre en compte la continuité spatiale du phénomène. La première étape, *l'analyse exploratoire des données*, permet d'obtenir un plan de position des données, capable d'identifier les zones de faibles et fortes activités et le niveau du bruit de fond. Cette analyse est associée à une *analyse statistique classique des valeurs* (activités moyennes ou médianes, dispersion autour de cette tendance centrale, quantile, etc.). Durant cette phase exploratoire, il est intéressant d'étudier les relations entre les différents paramètres considérés, comme l'activité gamma, l'irradiation ambiante ou l'activité de plusieurs radionucléides afin d'identifier des zones singulières (contaminations multiples, changement de matrice, variations de l'ambiance...).

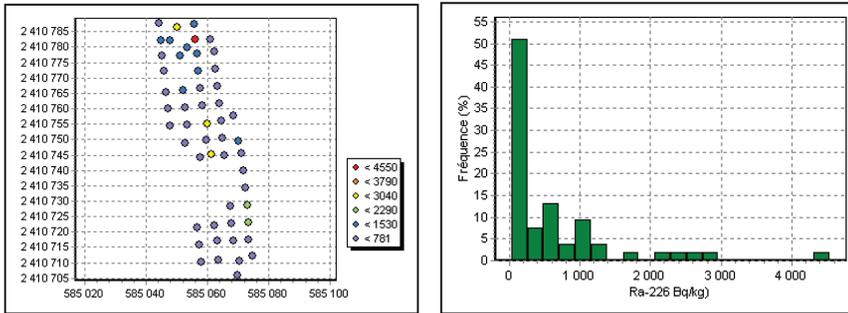


Figure 2.13
Plan de position et histogramme des mesures.

L'étape suivante consiste en l'analyse de la structure spatiale des données (figure 2.13).

L'intérêt de l'utilisation de la géostatistique se base sur la continuité spatiale du phénomène : intuitivement pour un phénomène non aléatoire dans l'espace, deux mesures proches auront des valeurs semblables alors que l'écart entre les valeurs de deux mesures plus éloignées sera plus variable. Pour évaluer cette continuité spatiale de façon expérimentale, un variogramme est tracé à partir de la distance des points de mesure et de la variance des valeurs.

Celui-ci fait ensuite l'objet d'un ajustement à l'aide d'un modèle mathématique qui permettra de réaliser les calculs d'estimation (figure 2.14). L'ajustement du variogramme est une étape importante. Elle permet de distinguer l'importance de la variabilité à courte distance et de déterminer si des mesures complémentaires doivent être ou non réalisées.

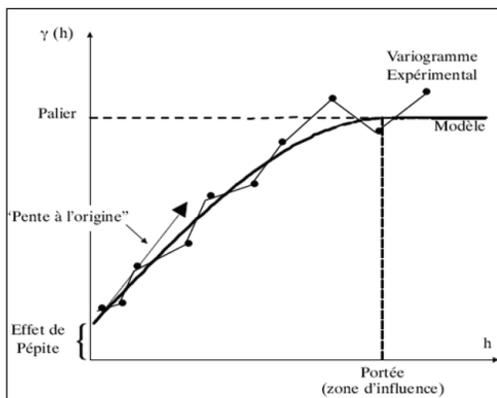


Figure 2.14
Variogramme expérimental et ajustement.

La troisième étape concerne la réalisation de l'**interpolation des données** par la méthode de krigeage. Le krigeage se différencie des autres interpolateurs, par la prise en compte, entre les données et la cible, des distances séparant les données entre elles et de la structure spatiale du phénomène (par l'intermédiaire du variogramme).

$$\gamma^*(h) = \frac{1}{2N(h)} \sum_{i=1}^{N(h)} [z(x_i) - z(x_i + h)]^2$$

Cet interpolateur est construit pour garantir le non-biais de l'estimation et minimiser la variance de l'erreur d'estimation.

Le variogramme peut être estimé par la variance statistique de la différence entre deux points, c'est le variogramme expérimental.

Une des valeurs ajoutées de la géostatistique est de pouvoir, à partir des cartes de krigeage, quantifier les incertitudes associées à l'interpolation mais également établir des cartes de probabilité pouvant dépasser un niveau d'activité donné.

5.1. Pourquoi l'analyse de risque ?

La cartographie d'estimation par krigeage permet d'obtenir une représentation probable du phénomène à partir de points de mesure et d'une modélisation de sa structure spatiale. Cependant, par construction, le krigeage a tendance à « lisser » la variabilité réelle. Les cartographies d'incertitudes renseignent alors la qualité de l'estimation et peuvent donc orienter des investigations complémentaires dans les zones sous-échantillonnées ou à forte variabilité. La recherche d'une estimation probable s'accompagne inévitablement de cet effet de lissage. En effet, le krigeage ne cherche pas à reproduire les fluctuations locales de la variable d'intérêt. On ne peut pas à la fois minimiser le risque d'erreur lors de la prédiction et reproduire la variabilité réelle du phénomène.

De plus, dans le cas d'une contamination radiologique que l'on cherche à caractériser, ce n'est généralement pas la valeur estimée par krigeage qui est la plus importante et la plus pertinente pour la prise de décision. En effet, ce qui oriente les choix d'assainissement, ce sont des outils d'aide à la décision qui reposent principalement sur une analyse de risque, soit au niveau ponctuel ou au niveau global. Raisonner par rapport à un dépassement de seuil (assainissement, catégorisation) devient alors plus pertinent. Appliquer directement un seuil à la cartographie d'estimation revient à ignorer l'incertitude

d'estimation associée, introduisant un biais sur les résultats. Il ne faut donc pas raisonner directement par « au-dessus » ou « en dessous » du seuil sur la cartographie d'estimation mais plutôt sur une estimation du risque de dépassement du seuil (négligeable, possible, probable, certain).

Enfin, au niveau de l'ensemble d'une parcelle, d'une installation ou d'un site, il est intéressant de réaliser des estimations globales qui peuvent avoir une incidence sur le choix de la méthodologie d'assainissement. En effet, la connaissance des surfaces dépassant un niveau fixé nécessite également une approche fondée sur une analyse de risque. Il en sera de même lorsque l'on traitera les informations massives, pour estimer le terme source présent (activité totale).

5.2. Utilisation et principe de fonctionnement des simulations géostatistiques

La géostatistique fournit une réponse tout à fait cohérente aux questions qui font appel à des opérateurs non linéaires comme l'application d'un seuil ou le calcul d'une surface exposée à un dépassement de ce seuil. Parmi les méthodes utilisables, les simulations sont les plus souples. Elles donnent la possibilité de simuler en chaque point de l'espace un scénario pour la variable étudiée de telle façon que la distribution statistique de la variable, mise en évidence par l'histogramme, et les caractéristiques de la variabilité spatiale, prises en charge par le variogramme, soient reproduites. Une simulation est ainsi vue comme une image possible du phénomène alors que le krigeage s'intéresse à fournir l'image la plus probable. Le krigeage lisse ainsi le phénomène étudié tandis qu'une simulation en reproduit toute la variabilité. La simulation est, par ailleurs, dite conditionnelle lorsqu'elle est calée aux données et retrouve les valeurs des mesures en ces points.

De nombreuses techniques de simulation ont été développées. La plupart de ces simulations travaillent dans un cadre gaussien. Cette hypothèse étant rarement observée en pratique, on réalisera au préalable une transformation sur la variable étudiée. De manière simplifiée, l'histogramme des données est « déformé » pour devenir gaussien. En fait, c'est une correspondance selon les fréquences cumulées qui est établie. La distribution des données brutes est ainsi modélisée et le passage dans un sens ou dans un autre (des données brutes aux données gaussiennes ou vice-versa) utilise cette modélisation, appelée anamorphose gaussienne. De plus, le comportement spatial des données transformées en valeurs gaussiennes est souvent plus structuré que la variable brute. C'est pour cela que le modèle gaussien est particulièrement apprécié pour ses bonnes propriétés et la simplicité de sa description.

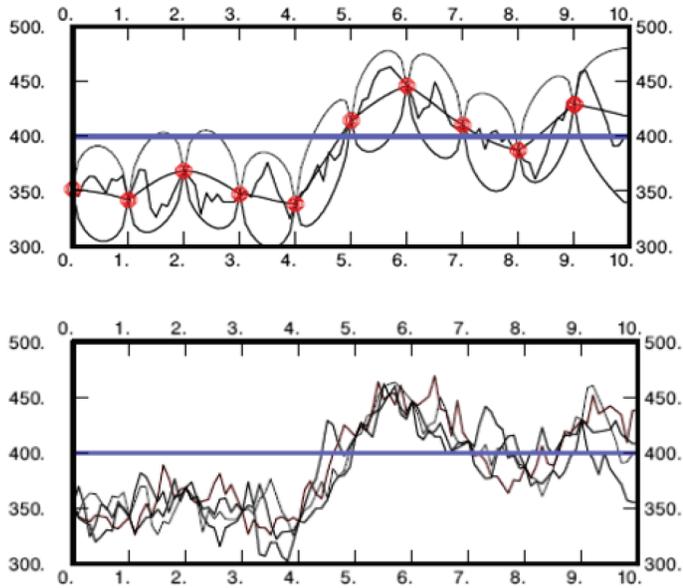


Figure 2.15
Krigeage et simulations.

On pourra citer ici comme méthode de simulation la technique des bandes tournantes dont le nombre de bandes est le seul paramètre requis ; ce dernier doit être suffisamment grand pour garantir la bonne reproduction, sur les simulations, de la distribution de la variable et de la structure spatiale modélisée. Les simulations finales sont alors déduites des simulations gaussiennes par application de la fonction d'anamorphose inverse.

5.3. Analyses locales du risque

Tout l'intérêt des simulations consiste à calculer un grand nombre de scénarios, permettant ainsi de faire des raisonnements en probabilité. En chaque point du maillage, on a ainsi un histogramme des valeurs possibles, dont la moyenne converge vers le krigeage. En calculant point à point la proportion de réalisations dépassant en chaque point l'objectif de qualité, on obtient une carte de la probabilité de dépassement de ce seuil. De la même manière, en faisant intervenir plusieurs points simulés en même temps, la probabilité de dépassement de seuil peut être estimée sur un support de plus grande taille (contraintes techniques pour l'assainissement, surface minimale).

D'autres cartes d'analyse de risque (quantile, intervalle de confiance...) peuvent être utiles pour le positionnement de mesures complémentaires.

On notera que les estimations locales peuvent être directement obtenues à partir des propriétés théoriques de la distribution gaussienne par la méthode de l'espérance conditionnelle et donc sans passer par la mise en œuvre de simulations.

5.4. Estimations globales

Cependant les simulations apportent une information beaucoup plus riche et permettent de calculer des grandeurs globales, comme la surface totale dépassant un certain seuil, en calculant cette surface pour chaque simulation puis en estimant des caractéristiques statistiques (post-traitement) : moyenne, médiane, variance, intervalle de confiance.

De la même manière, l'activité totale (ou terme source) sera estimée par post-traitement des simulations géostatistiques en sommant les activités massiques scénario par scénario. Le calcul peut alors être mené sur l'ensemble de la zone d'étude, ou sur des zones plus réduites correspondant à un colis de déchet par exemple.

Ces deux types de résultats, analyses locales et estimations globales, sont complémentaires et interviennent, au niveau du projet d'assainissement, respectivement pour localiser les zones à assainir et pour obtenir des quantifications d'un point de vue global pour la prise de décisions en amont des travaux.

La mise en place de simulations permet donc de décider des zones à assainir en fonction des seuils retenus et des niveaux de confiance souhaités, d'estimer et de préparer la production des déchets par catégorie, et donc de prévoir la durée, le coût et la logistique associés.

Conclusion : ne pas oublier l'essentiel...

Le traitement des données par **géostatistique** est donc une **approche incontournable** pour la caractérisation d'un phénomène qui a une structure spatiale en y associant une incertitude et en particulier des probabilités.

Dans le domaine de l'assainissement/démantèlement, la **géostatistique** permet d'envisager, dès qu'elle est utilisée en amont des projets, la

maîtrise de l'état radiologique initial définissant ainsi les différents niveaux de contamination, leurs étendues et les volumes associés selon les trois dimensions.

On peut espérer ainsi optimiser les assainissements et les productions de déchets par natures et types afin de garantir le respect des coûts et des plannings.

La maîtrise de nos coûts liés à un assainissement/démantèlement optimisé est l'unique solution pour garantir l'expansion de la filière nucléaire française dans le respect d'un développement durable.

CHAPITRE 3

La radioprotection : un guide sur les objectifs à atteindre

André Aurengo et Roland Masse

PLAN DU CHAPITRE

- 1 Quelques notions de base
 - 2 Effets déterministes
 - 3 Effets aléatoires
 - 4 Cas de l'embryon et du fœtus
 - 5 Risques psychosociaux en cas d'accident
 - 6 Réglementation de la radioprotection
 - 7 Démantèlement : principes de la radioprotection
 - 8 Démantèlement : la question des très faibles activités (TFA)
- Conclusion : ne pas oublier l'essentiel...

Les mesures de radioprotection dans le cadre du démantèlement d'une centrale nucléaire comportent de nombreux points communs avec la radioprotection en général, qu'il s'agisse du domaine industriel ou médical, et des points spécifiques liés au volume des déchets à prendre en charge et, pour la plupart, à leur faible radioactivité.

Après avoir rappelé les notions de base sur les effets des rayonnements ionisants, nous détaillons l'impact sanitaire du démantèlement d'un CNPE¹ pour les travailleurs et la population, et replaçons les effets des rayonnements ionisants dans le cadre des risques sanitaires de la production d'énergie.

1 | Quelques notions de base

Les émissions radioactives sont des rayonnements ionisants (RI), sous forme de particules alpha (noyaux d'hélium) ou bêta (électrons) ou bien de photons gamma. Leur énergie est suffisante pour arracher des électrons aux molécules d'eau (constituant majeur de notre organisme) ce qui, par une succession de réactions, aboutit à des molécules à fort pouvoir oxydant qui peuvent endommager les molécules biologiques, notamment l'ADN de nos chromosomes.

L'exposition aux rayonnements ionisants émis par une substance radioactive est dite *exposition externe* quand la source est séparée de l'organisme, *contamination externe* si elle se trouve sur la peau et *contamination interne* si elle est ingérée ou inhalée.

L'activité. L'émission d'une substance radioactive est quantifiée par le nombre de désintégrations radioactives par seconde, appelé *activité* et exprimée en becquerels² (Bq). Un homme de 80 kg a une activité d'environ 10 000 Bq, un kilo de briques 800 Bq, un litre de lait 50 Bq, un litre d'eau de mer 20 à 40 Bq et un gramme de radium 37 milliards de Bq. Cette valeur est appelée un *curie*.

Pour quantifier la quantité de rayonnements ionisants reçue par un organisme, on utilise deux unités différentes.

La dose absorbée, unité de la physique classique, correspond à l'énergie d'un rayonnement ionisant absorbée par unité de masse de la « cible ». Elle s'exprime en grays³ (Gy) et est très utilisée en radiothérapie.

La dose efficace, exprimée en sievert (Sv) ou millisievert (mSv) est la somme des doses absorbées calculées pour chacun des organes exposés

¹ CNPE : Centre nucléaire de production d'électricité (centrale nucléaire).

² 1 becquerel = 1 désintégration par seconde.

³ 1 gray = 1 joule par kilogramme.

à un rayonnement ionisant. Pour chaque organe, cette dose est multipliée par un *facteur de pondération radiologique* qui tient compte de la nocivité relative des différents types de rayonnements ionisants, et par un *facteur de pondération tissulaire* qui exprime la sensibilité particulière de l'organe considéré aux rayonnements ionisants pour les effets cancérogènes (et génétiques pour les gonades). Ces facteurs de pondération sont estimés par la CIPR⁴ et régulièrement actualisés selon l'évolution des connaissances.

Le facteur de pondération radiologique est égal à 1 pour les rayonnements ionisants bêta et gamma, à 20 pour les particules alpha. Le facteur de pondération tissulaire est, par exemple, égal à 0,04 pour la thyroïde. La dose efficace a été introduite pour les besoins de la radioprotection car elle permet d'additionner les doses reçues par différentes régions du corps. Elle reflète approximativement le risque des doses supérieures à 200 mSv mais ne permet de quantifier le risque des faibles doses (< 100 mSv) qu'à condition de faire l'hypothèse non vérifiée de la réalité de ce risque.

Quelques exemples : la dose efficace annuelle pour un Parisien est d'environ 2,5 mSv. Elle atteint 5,5 mSv à Clermont-Ferrand (du fait du radon) et plusieurs dizaines de mSv par an dans certaines régions du monde. Pour une exposition brève de tout l'organisme, on observe des signes cliniques à partir d'environ 700 mSv et une dose de 10 000 mSv est mortelle.

Pour évaluer l'exposition globale d'un groupe de personnes effectuant une tâche donnée (par exemple les personnes effectuant telle ou telle étape du démantèlement d'un CNPE), on utilise la notion de **dose collective** exprimée en homme × sieverts. Cette dose ne renseigne que sur le « fardeau dosimétrique » à gérer. Les doses individuelles dépendent évidemment de la tâche particulière de chacun ; elles sont *a priori* plus faibles si l'effectif est plus important.

Les effets des rayonnements ionisants sur les êtres vivants ont fait l'objet d'un nombre considérables de travaux en biologie, expérimentation animale et épidémiologie. Selon leur mécanisme et leur délai de survenue après une exposition aux RI, ces risques peuvent être classés en deux groupes bien différents : déterministes et aléatoires.

2 | Effets déterministes

Les effets déterministes résultent d'une destruction massive de cellules de l'organisme par une exposition à de fortes doses de RI. Cette destruction peut dépasser les capacités, variables selon les tissus, de renouvellement

⁴ CIPR : Commission internationale de protection contre les rayonnements ionisants.

des cellules détruites. Ces effets sont précoces, ils ne surviennent jamais au-dessous d'une certaine dose et sont toujours observés au-delà d'une dose seuil.

Les irradiations massives et globales de l'ensemble du corps supérieures à 700 mSv entraînent un *syndrome aigu des rayonnements*, caractérisé par des prodromes⁵ peu spécifiques (nausées, vomissements, diarrhée, fatigue, malaises). Pour les expositions les plus fortes, la mort peut survenir après un temps de latence d'autant plus court que la dose reçue est plus élevée :

- au-delà de 20 Sv, la mort survient en quelques heures par œdème cérébral aigu ;
- entre 10 et 20 Sv, la mort survient en une semaine environ, par destruction de la couche de cellules qui tapissent le duodénum et l'intestin grêle ;
- entre 3 à 10 Sv, la mort peut survenir en quelques semaines par aplasie médullaire⁶. Dans ce cas, un traitement précoce en centre spécialisé peut sauver la personne irradiée.

Pour des expositions localisées, des effets déterministes sont également observés. Une irradiation des gonades entraîne une stérilité définitive à partir de doses uniques de 3 à 5 Gy chez l'homme et la femme. Une irradiation de l'œil en un temps bref entraîne une cataracte à partir de 0,5 Gy. Pour une irradiation de la peau, on note une rougeur (érythème) à partir de 3 à 5 Gy mais des doses supérieures à 10 Gy sont nécessaires pour conduire à une desquamation. Une irradiation massive de la peau peut être mortelle si son étendue est importante.

La susceptibilité des tissus aux effets déterministes des rayonnements ionisants dépend donc de l'organe considéré, mais également de facteurs individuels, notamment ceux impliquant des défauts héréditaires des systèmes de réparation des tissus irradiés.

L'irradiation de l'embryon et du fœtus *in utero* à des doses supérieures à 100-200 mSv peut entraîner des malformations congénitales non transmissibles à la descendance. Le risque est maximal cinq semaines après la conception. La période comprise entre la huitième et la quinzième semaine de gestation correspondant à la maturation du cerveau est associée à un risque de retard mental après irradiation supérieure à 200 mGy ; 1 Gy au cerveau entraîne une perte d'environ 30 points de QI.

⁵ Prodromes : signes annonciateurs d'une maladie.

⁶ Atteinte de la moelle osseuse entraînant un effondrement du nombre des cellules du sang.

Les effets des fortes doses de rayonnements sur les tissus ne sont pas toujours nocifs. L'irradiation des tissus cancéreux est utilisée avec des résultats thérapeutiques remarquables chez des dizaines de milliers de patients porteurs de cancers, chaque année.

3 | Effets aléatoires

Les effets « aléatoires » des rayonnements ionisants sont tardifs. Chez les survivants d'Hiroshima-Nagasaki, des leucémies ont été observées avec une incidence maximale huit à dix ans après les bombardements ; les cancers solides sont apparus au bout de dix ans. Chez l'adulte, ces effets n'ont jamais été observés pour des doses inférieures à 100-200 mSv. Ils se produisent apparemment au hasard, avec une probabilité de survenue croissante avec la dose. Quand ils se produisent, leur gravité ne dépend pas de la dose responsable.

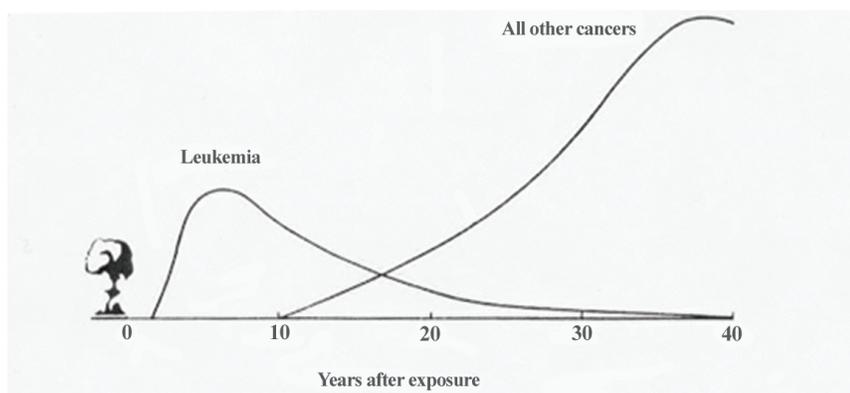


Figure 3.1
Incidence des cancers radio-induits après une explosion atomique.

Ces effets sont essentiellement des cancers dits « radio-induits », leucémies ou cancers solides pouvant toucher pratiquement tous les organes. Par exemple :

- les cancers cutanés, autrefois très fréquents chez les radiologues et les manipulateurs de radiologie (fréquence considérablement réduite par les mesures de radioprotection) ;
- les cancers thyroïdiens, très fréquents après une irradiation cervicale avant l'âge de 15 ans, par radiothérapie ou contamination par des isotopes radioactifs de l'iode ;

- les sarcomes osseux après ingestion d'émetteurs alpha à tropisme osseux ne surviennent que pour des doses supérieures à plusieurs grays. Un exemple historique tristement célèbre est celui des peintres de cadavres lumineux, qui utilisaient des peintures au radium avec des pinceaux dont ils affinaient l'extrémité en la portant à la bouche.

L'induction de cancer par les rayonnements ionisants a pour origine des lésions mal réparées de l'ADN, à l'origine de mutations cellulaires survenant dans des tissus plus ou moins perturbés par les doses reçues. On peut s'étonner de l'efficacité de nos défenses contre les lésions de notre ADN, mais celui-ci est soumis en permanence à de très nombreuses agressions, soit du fait des radicaux oxygénés qui résultent de l'utilisation de l'oxygène par nos cellules (métabolisme oxydatif), soit du fait de la radioactivité naturelle. Chaque jour, dans chacune de nos cellules, le métabolisme oxydatif est responsable de plusieurs milliers de cassures d'un brin de l'ADN et d'une dizaine de cassures touchant les deux brins. Et environ 50 cassures double brin se produisent à chaque division cellulaire. La vie serait impossible sans mécanismes physiologiques très efficaces pour réparer rapidement les dégâts créés à l'ADN. Ces mécanismes sont mis en jeu pour la réparation des lésions à l'ADN par les rayonnements ionisants ; cependant les lésions créées sont plus complexes que les lésions spontanées. La radioactivité naturelle ne contribue que très faiblement à augmenter le nombre total de lésions intervenant spontanément dans l'ADN.

La cellule ne subit pas « passivement » l'accumulation des lésions causées par les RI. Elle se défend tout d'abord en activant des systèmes enzymatiques qui éliminent les espèces actives de l'oxygène créées par l'irradiation et susceptibles d'endommager l'ADN, puis en activant des mécanismes inductibles de réparation des lésions créées au-delà des possibilités de prise en charge existantes :

- pour des faibles doses (inférieures à quelques dizaines de mGy), données à faible débit de dose, peu de cellules sont endommagées, et l'organisme privilégie leur élimination pure et simple, soit par absence totale de réparation (la cellule mourra à la mitose suivante) soit par déclenchement de l'apoptose (mort programmée de la cellule), éventuellement sous l'influence des cellules voisines. La mort des cellules empêche ainsi leur transformation ultérieure en cellule cancéreuse ;
- pour des doses et des débits de dose plus élevés, la proportion des cellules endommagées devient significative et les détruire aurait des conséquences fonctionnelles importantes. Les systèmes de réparation de l'ADN sont alors activés. Ces systèmes sont différents à faible dose et à forte dose, et proportionnellement plus efficaces contre les faibles

doses⁷. Ils permettent la survie cellulaire et préservent les fonctions des tissus, mais la réparation de l'ADN peut être imparfaite, avec des erreurs appelées « mutations radio-induites », transmissibles à la descendance de la cellule et qui peuvent conduire à un cancer, risque d'autant plus grand que la dose est plus élevée.

Aux processus de cancérogenèse ainsi induits font également obstacle des mécanismes efficaces de défense à l'échelle du tissu. Enfin, le système immunitaire est capable d'éliminer des clones de cellules présentant des mutations, comme le montrent les échecs des greffes de cellules tumorales ou l'augmentation du risque de cancer chez les sujets immunodéprimés.

Chez l'animal (drosophile, souris), de faibles doses de rayonnements ionisants entraînent une diminution de l'effet d'une forte dose ultérieure, probablement par activation de mécanismes de défense ; elles sont également à l'origine d'observations paradoxales témoignant d'une survie allongée et d'un effet protecteur contre des cancers apparaissant spontanément dans la souche concernée. Certaines données suggèrent, sans certitude, que ce phénomène appelé *hormesis* pourrait exister chez l'Homme.

4 | Cas de l'embryon et du fœtus

À dose égale, l'effet leucémogène d'une irradiation *in utero* est trois fois plus élevé que pour un adolescent ou un adulte. L'irradiation augmente également la fréquence d'autres cancers de l'enfant : lymphomes malins, néphroblastomes, tumeurs cérébrales, neuroblastomes. En cas de contamination par l'iode radioactif *in utero*, l'iode franchit la barrière placentaire et est concentré par la thyroïde fœtale à partir du troisième mois de grossesse. Le risque de cancer thyroïdien papillaire est dans ce cas augmenté à partir d'environ 100 mGy à la thyroïde.

Chez l'animal, les rayonnements ionisants augmentent la fréquence des malformations héréditaires, transmissibles à la descendance, dues à des mutations touchant des ovules ou des spermatozoïdes. Dans l'espèce humaine, de tels effets n'ont jamais été mis en évidence de manière statistiquement significative, que ce soit parmi les descendants des survivants d'Hiroshima et Nagasaki ou dans les régions du monde où la radioactivité naturelle entraîne des doses annuelles de plusieurs dizaines de mSv. Plusieurs quantifications de ce risque ont été proposées. Elles reposent sur des hypothèses invérifiables et sont, pour le moment, de simples spéculations.

⁷ C'est pourquoi utiliser les facteurs de risque établis pour de fortes doses pour estimer l'impact de faibles doses n'a aucune justification.

5 | Risques psychosociaux en cas d'accident

Enfin, en cas d'accident grave, il ne faut pas sous-estimer les risques « psychosociaux » indirects qui sont peut-être les risques sanitaires les plus graves.

Après Tchernobyl, environ 115 000 personnes ont été évacuées et ont perdu leur travail, leur habitation, leurs repères. Beaucoup ont souffert de dépression, sinistrose, addictions à l'alcool et au tabac, et la natalité a décliné notablement, faute de désir d'enfant. Le suicide est la première cause de décès chez les liquidateurs. Plusieurs dizaines de milliers de ces personnes déplacées n'auraient pas été exposées à des doses dangereuses en restant chez elles et c'est leur évacuation qui a nui à leur santé. Et le système de santé a été très perturbé par les contaminations et les conséquences économiques de l'accident.

À Fukushima, les évacuations ont été très rapides et ont touché environ 70 000 personnes. La CIPR⁸ a fixé à 20 mSv par an le seuil d'exposition auquel une évacuation était justifiée. Dans le cas contraire, l'évacuation n'est pas nécessaire et la CIPR recommande de diminuer l'exposition dans les années ultérieures, avec un objectif de 1 mSv par an ajouté à l'exposition naturelle. Cette mesure a évité des évacuations inutiles.

6 | Réglementation de la radioprotection

La réglementation de la radioprotection repose sur des directives européennes transposées en droit français.

Pour les personnes travaillant dans un contexte les exposant aux rayonnements ionisants, la dose efficace maximale ne doit pas dépasser 20 mSv sur douze mois. Les expositions doivent être justifiées et maintenues « aussi bas que raisonnablement possible »⁹ (l'adverbe « raisonnablement » se prêtant à maintes interprétations...). Les dépassements observés concernent majoritairement des professions de santé (radiologie interventionnelle, dentistes, vétérinaires).

Pour le public, la dose s'ajoutant à l'exposition naturelle et résultant d'activités humaines ne doit pas dépasser 1 mSv sur douze mois. On remarquera que cette dose est inférieure aux variations de l'exposition naturelle aux rayonnements ionisants sur le territoire français.

⁸ Commission internationale de protection contre les rayonnements ionisants.

⁹ *As Low As Reasonably Achievable* : principe ALARA.

Pour les procédures médicales, diagnostiques ou thérapeutiques, aucune limite n'est fixée, mais les praticiens doivent se conformer aux bonnes pratiques édictées par leur profession, fondées sur la justification et le principe ALARA.

7 | Démantèlement : principes de la radioprotection

Dans le cadre du démantèlement, la radioprotection concerne les travailleurs sur site et le public, notamment vivant à proximité et sous le vent du CNPE en voie de démantèlement. La radioprotection doit être déclinée selon les spécificités de chaque chantier de démantèlement : réacteur à eau lourde, à eau pressurisée, à neutrons rapides ou situation post-accidentelle comme à Fukushima.

La radioprotection lors des opérations de démantèlement a fait, depuis trente ans, l'objet de nombreux rapports, colloques et échanges de retour d'expérience au niveau européen et mondial, notamment par l'AIEA¹⁰ et l'AEN¹¹ qui ont défini les grands principes et les objectifs. Grâce à cet effort, les activités de démantèlement sont bien comprises et relativement standardisées.¹²

L'objectif de la radioprotection va au-delà du simple respect de la réglementation, évidemment nécessaire, et comprend une analyse et une planification des différentes étapes du démantèlement, l'estimation de la dose collective et individuelle qu'elle représente pour les travailleurs et le public et la mise en œuvre de son optimisation, c'est-à-dire des moyens permettant de la maintenir aussi basse que raisonnablement possible. La protection doit être efficace pour les actions programmées, mais aussi pour les incidents prévisibles. Elle doit s'inscrire dans le cadre d'un pilotage intégré de toutes les opérations de démantèlement.

La mise en œuvre pratique repose sur des moyens classiques (délimitation, temps, distance, écrans, protection contre l'inhalation de poussières, tenue adéquate, vestiaires à double entrée, dosimétrie opérationnelle en temps réel, contrôles en sortie de chantier) ou plus spécifiques comme l'utilisation de techniques de télé-démontage et/ou de robots si nécessaire. L'information

¹⁰ Agence internationale de l'énergie atomique.
<http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1652web-83896570.pdf> (p. 6 et 11).

¹¹ Agence de l'énergie nucléaire.
<https://www.oecd-nea.org/jointproj/decom.html>

¹² Voir par exemple les standards publiés par l'ASTM (American Society for Testing and Materials)
<http://www.astm.org/Standards/E1167.htm>

et la formation des personnels et l'implication de la médecine du travail sont des éléments clés¹³.

La mise en œuvre de la radioprotection lors du démantèlement est très différente du cas, par exemple, de la radioprotection en arrêt de tranche. Elle fait appel à des personnels spécialement formés. Dans le cas du démantèlement, doivent être gérées des très grandes masses de déchets faiblement ou très faiblement contaminés par des radioéléments à vie longue, contrairement aux arrêts de tranche où doivent être gérées des quantités beaucoup plus faibles de déchets de beaucoup plus haute activité.

Les contaminants possibles sont très nombreux (115 radionucléides différents) ; ils peuvent entraîner une exposition externe et une contamination externe (cutanée) en général faciles à détecter et sans conséquence majeure (pour une irradiation de la peau, on note un érythème¹⁴ à partir de 5 Gy) mais aussi une contamination interne qui peut entraîner une exposition plus sévère. Pour certains contaminants, la toxicité radioactive s'ajoute à une toxicité chimique à prendre en compte. Par exemple, l'uranium naturel ou faiblement enrichi en U²³⁵ a une toxicité chimique touchant principalement les reins s'il est absorbé, et entraîne également une irradiation notable des poumons s'il est inhalé sous forme de poussière.

Le tableau suivant montre, par TWh¹⁵ produit, la répartition des doses collectives pour les différentes étapes du cycle du combustible nucléaire français. La dose collective du public est supérieure à celle des travailleurs, mais comme l'effectif public est beaucoup plus grand que celui des travailleurs exposés, la dose individuelle du public est beaucoup plus faible.

On constate que les doses collectives annuelles reçues par les travailleurs ou le public lors du démantèlement d'un CNPE, toutes étapes comprises, sont très faibles par comparaison avec les doses professionnelles ou publiques associées à d'autres étapes du cycle du combustible. Cela s'explique par la longue durée des opérations de démantèlement, la faible radioactivité de la plupart des déchets et les moyens de radioprotection mis en œuvre.

¹³ Voir par exemple :

<http://www.dounreay.com/UserFiles/File/health%20and%20safety/radiologicalprotectionarrangements.pdf>

http://www.eurosafe-forum.org/files/pe_316_24_1_sem3_4.pdf

¹⁴ Rougeur de la peau.

¹⁵ Térawatt x heure, soit l'énergie que produirait une source de mille milliards de watts pendant une heure.

Étapes du cycle	Dose collective homme.Sv/TWh		
	Public	Travailleurs	Total
Extraction et traitement	$1,8 \times 10^{-1}$ (1 %)	$1,1 \times 10^{-1}$ (32 %)	$2,9 \times 10^{-1}$ (2 %)
Conversion	$3,5 \times 10^{-5}$ (0 %)	$2,3 \times 10^{-3}$ (1 %)	$2,3 \times 10^{-3}$ (0 %)
Enrichissement	$2,7 \times 10^{-5}$ (0 %)	$8,3 \times 10^{-6}$ (0 %)	$3,5 \times 10^{-5}$ (0 %)
Fabrication du combustible	$9,2 \times 10^{-6}$ (0 %)	$7,1 \times 10^{-3}$ (2 %)	$7,2 \times 10^{-3}$ (0 %)
Production d'électricité	2,16 (17 %)	$2,0 \times 10^{-1}$ (58 %)	2,36 (18 %)
Démantèlement	$1,5 \times 10^{-4}$ (0 %)	$2,2 \times 10^{-2}$ (6 %)	$2,2 \times 10^{-2}$ (0 %)
Retraitement	10,3 (80 %)	$1,8 \times 10^{-3}$ (1 %)	10,3 (79 %)
Stockage déchets FMA ¹⁶	$2,6 \times 10^{-2}$ (0 %)	$1,0 \times 10^{-4}$ (0 %)	$2,6 \times 10^{-2}$ (0 %)
Stockage déchets HA ¹⁷	$1,4 \times 10^{-1}$ (1 %)	$6,0 \times 10^{-7}$ (0 %)	$1,4 \times 10^{-1}$ (1 %)
Transport	$9,5 \times 10^{-4}$ (0 %)	$1,1 \times 10^{-3}$ (0 %)	$2,1 \times 10^{-3}$ (0 %)
Total	12,8 (100 %)	0,34 (100 %)	13,1 (100 %)

Ces données peuvent être complétées par une comparaison des effets sanitaires (accidents, mortalité et morbidité) des principales techniques de production de l'électricité, en nombre de cas par TWh¹⁸.

	Accidents	Mortalité	Morbidité sévère*	Morbidité modérée**
Lignite	0,12	32,6	298	17 676
Charbon	0,12	24,5	225	13 288
Pétrole	0,03	18,4	161	703

¹⁶ FMA : faible et moyenne activité.

¹⁷ Haute Activité.

¹⁸ <http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/17876910>

	Accidents	Mortalité	Morbidité sévère*	Morbidité modérée**
Biomasse	–	4,6	43	2 276
Gaz	0,02	2,8	30	9 550
Nucléaire	0,02	0,05	0,22	

* Hospitalisation pour affection respiratoire ou cérébrovasculaire, insuffisance ventriculaire gauche et broncho-pneumopathie chronique obstructive.

** Arrêts de travail, traitement bronchodilatateur, toux, aggravation asthme, bronchite chronique.

8 | Démantèlement : la question des très faibles activités (TFA)

Le tableau suivant détaille le mode de gestion réglementaire des déchets radioactifs.

Très faible activité (TFA)	TFA Stockés en surface au centre de stockage TFA de l'Aube	
Faible activité (FA)	FA + MA = FMA Stockés en surface au centre de stockage FMA de l'Aube.	FA – VL Centre de stockage à faible profondeur (15-200 m) à l'étude. Mise en service prévue en 2020.
Moyenne activité (MA)		MA – VL Centre de stockage profond (500 m) à l'étude. Mise en service prévue en 2025.
Haute activité (HA)	HA Centre de stockage profond (500 m) à l'étude. Mise en service prévue en 2025.	
	Vie courte (VC : période ≤ 31 ans)	Vie longue (VL : période > 31 ans)

Note : les déchets contenant une quantité trop importante de tritium sont entreposés avant stockage afin de permettre la décroissance de ce radioélément (période 12 ans).

Les déchets du démantèlement d'un CNPE comprennent une masse considérable¹⁹ de déchets de très faible activité (TFA) dont l'activité n'est pas plus élevée que celle de matériaux naturels ou manufacturés utilisés couramment sans précaution « radiologique » particulière : terre, brique, béton, granit, métaux divers. La réglementation française oblige à gérer ces déchets comme ceux dits de faible activité (FA) qui présentent une radioactivité significative.

À titre d'exemple, le tableau suivant détaille la quantité estimée de matériaux issue du démantèlement de la tranche 3 de la centrale suédoise de Forsmark (REB de 1 000 MWe)²⁰.

	Matériaux radioactifs (tonnes) Mortalité	
Cuve sous pression du réacteur	760 (métal)	
Autres circuits contaminés	5 950 (métal)	
Béton	1 230	
Sable	1 050	
Déchets issus de l'exploitation	400	
Matériaux inactifs/décontaminés (tonnes) issues des turbines à vapeur		
Métaux	7 700	Y compris 3 000 tonnes environ issues des turbines à vapeur
Béton	229 500	

Il n'existe pas en France de « seuil de libération », c'est-à-dire de niveau de radioactivité au-dessous duquel un matériau est considéré comme banal et ne relevant plus de la réglementation des substances radioactives. Ce n'est pas la radioactivité calculée ou même mesurée qui est prise en compte mais l'historique : tout matériau, instrument, outil ayant séjourné dans un centre nucléaire est considéré comme radioactif... même après preuve du contraire.

¹⁹ Fin décembre 2010, l'Andra avait répertorié 360 000 m³ de déchets TFA qui représentaient 27 % du volume et moins de 0,01 % de la radioactivité totale des déchets radioactifs produits en France.

²⁰ <https://www.oecd-nea.org/rwm/wpdd-docs/RGN%204-2009-.pdf>

A *contrario*, suivant en général les préconisations de l'AIEA, de nombreux pays ont adopté, pour chaque élément radioactif, des seuils de libération dont la valeur garantit l'innocuité des substances considérées.

En dehors des aspects financiers, l'absence de seuils de libération en France conduit à s'interroger sur l'impact en santé publique. En effet, déplacer 200 000 à 300 000 tonnes de déchets sur des centaines de kilomètres, lors du démantèlement de chaque réacteur nucléaire arrivé en « fin de vie » n'est pas neutre en termes de pollution, de nuisances et d'éventuels accidents. Le coût pour la collectivité et les risques sont à mettre en balance avec un bénéfice sanitaire qui peut être considéré comme nul.

Conclusion : ne pas oublier l'essentiel...

On connaît les effets des rayonnements ionisants depuis un siècle et on en fait l'actualisation annuelle depuis 60 ans à l'ONU.

Les cancers radio-induits sont rares, ils ne sont observés qu'au-dessus de 50 à 100 mSv et leur fréquence augmente avec la dose délivrée. L'existence de pathologies non cancéreuses n'est pas établie au-dessous de 500 mSv. Il n'existe pas d'observation crédible attestant d'effets majorés lors d'exposition chronique.

On n'a jamais mis en évidence de malformation congénitale héréditaire chez l'homme après exposition aux rayonnements ionisants.

Il y a convergence quasi complète sur ces points entre les données épidémiologiques, quelle qu'en soit la nature (environnementale, accidentelle, médicale, professionnelle) et les données expérimentales.

L'impact dosimétrique des centrales nucléaires françaises sur la population est d'environ 10 à 15 μ Sv par an.

On ne peut pas calculer l'impact de faibles doses avec les coefficients dose-risque des fortes doses.

Les activités de démantèlement nécessitent une démarche de radioprotection rigoureuse et optimisée qui permet de maintenir la dose collective pour les travailleurs et le public à un niveau très bas.

CHAPITRE 4

L'organisation des opérations de démantèlement

Luc Lafanechère, Yves Soulabaille,
Frédéric Tournebize et Jonathan Walter

PLAN DU CHAPITRE

Introduction

- 1 Découpe et mise en œuvre en téléopération pour les besoins du démantèlement
 - 1.1. Procédés de découpe
 - 1.2. Développements de tête de laser pour le démantèlement
 - 1.3. Procédé de mise en œuvre à distance Maestro

Conclusion

- 2 Conception des confinements de chantier et rejets gazeux : de la R&D à la normalisation
 - 2.1. Objet et fonctions du confinement
 - 2.2. Exigences de conception des confinements de chantier
 - 2.3. Confinement de chantier – Innovation industrielle et R&D
 - 2.4. Capitaliser par la normalisation
- 3 Organisation des opérations pour le démantèlement du réacteur Siloé au CEA Grenoble
 - 3.1. Réacteur Siloé – INB 20
 - 3.2. Différentes phases de la fin du cycle de vie d'une INB
 - 3.3. Première phase, avant le décret de démantèlement
 - 3.4. Deuxième phase des opérations, après le décret de démantèlement
 - 3.5. Phase d'assainissement des structures
 - 3.6. Démolition des bâtiments
 - 3.7. Zoom sur les processus de contrôles
 - 3.8. Déclassement final de l'INB

Conclusion

Références

Introduction

De nombreuses opérations de démantèlement ont été réalisées ou sont en cours. Il s'agit d'opérations complexes qui nécessitent des organisations projet adaptées et font appel à des solutions techniques souvent innovantes.

La complexité de ces projets réside d'abord dans le caractère hostile de l'environnement dans lequel les opérations doivent être réalisées : il s'agit donc, entre autres, de développer des équipements de découpe qui pourront être utilisés à distance et de concevoir des confinements adaptés qui permettront de réaliser les opérations en maîtrisant les rejets.

Ces deux aspects sont développés dans les deux premières parties de ce chapitre.

Mais au-delà de ces problématiques techniques, il y a une multitude de paramètres à prendre en compte pour réaliser l'ensemble du processus qui va conduire finalement au déclassement d'une installation nucléaire de base : incertitudes sur la connaissance des installations qui sont souvent très anciennes, évolutions de la réglementation, interactions entre les aspects techniques, contractuels, réglementaires, humains...

La troisième partie de ce chapitre illustre ce dernier aspect avec l'exemple du démantèlement du réacteur Siloé de Grenoble qui est un des volets du projet Passage, projet mis en place pour réaliser la dénucléarisation du site CEA Grenoble.

1 | Découpe et mise en œuvre en téléopération pour les besoins du démantèlement

Yves Soulabaille

Devant la grande diversité des installations nucléaires à démanteler, boîte à gants, chaînes blindées, cellules blindées, déchets en puits, combustibles sous eau, réacteurs nucléaires, les solutions techniques sont elles-mêmes à adapter en fonction des règles de sécurité et de sûreté des installations et également des procédés et des équipements à découper.



Figure 4.1
Quelques exemples d'installations à démanteler.

Ainsi depuis plus de vingt ans, le CEA a acquis une compétence alliant la connaissance des techniques de découpe et les moyens pour leur mise en œuvre, en tenant compte des contraintes d'exploitation des installations nucléaires et des filières déchets existantes en France.

1.1. Procédés de découpe

Deux grandes familles de procédés de découpe sont utilisées dans le démantèlement, les procédés mécaniques et les procédés thermiques.

Les différents procédés mécaniques ont été évalués et sont utilisés sur les chantiers comme, le fraisage, le perçage, le moletage, le rabotage pour les bétons et également les disquieuses, les scies (alternative, à ruban ou circulaire), les cisailles, et autre coupe tôle ou découpe au jet abrasif. Leurs principales caractéristiques sont : la diversité des motorisations, électrique, pneumatique ou hydraulique ; les vibrations, efforts de coupe créés impliquant des systèmes de mise en œuvre permettant la reprise d'efforts ; les contraintes de positionnement liées au contrôle de mise en œuvre des procédés ; la faible production des déchets secondaires et aérosol produits (hormis le rabotage des bétons).

L'oxycoupage aux gaz ou à arc, la découpe plasma, la découpe à l'arc et la découpe laser constituent les principaux procédés thermiques de découpe.

Les principales caractéristiques de ces procédés sont : la découpe par fusion du matériau ; pas d'efforts mécaniques dus à la découpe ; facilité de mise en œuvre en fonction de tolérance de positionnement ; bon pouvoir de coupe ; production des déchets secondaires et en particulier d'aérosols.

Différents essais menés au CEA et à l'IRSN ont permis de comparer les masses des déchets secondaires ainsi que les aérosols entraînés dans la ventilation. Les figures suivantes donnent les résultats obtenus sur quelques procédés de découpe évalués : scie alternative, laser continu 4 kW avec gaz de chasse et 1 kW sans gaz de chasse, torche plasma 50 et 200 A, scie à arc, disceuse et oxycoupage arc air.

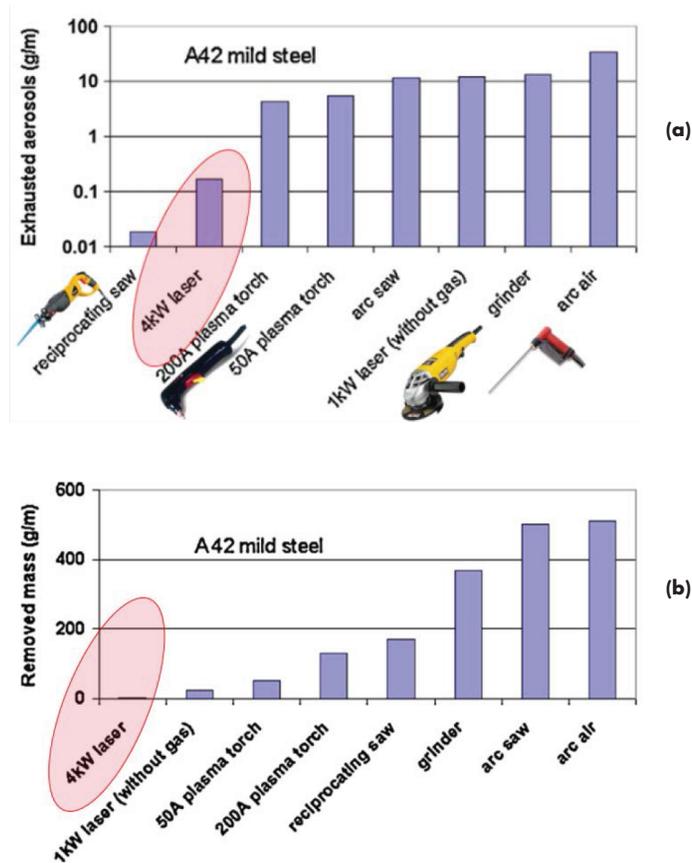


Figure 4.2

(a) Masse d'aérosols entraînés dans la ventilation.

(b) Perte de masse par unité de longueur.

Dans les conditions de fonctionnement optimales, le laser présente des aérosols plus faibles que la plupart des autres procédés thermiques de découpe et permet également de limiter la production de scories (perte de masse de la pièce découpée) dont une grande partie reste sur la face arrière de la pièce découpée.

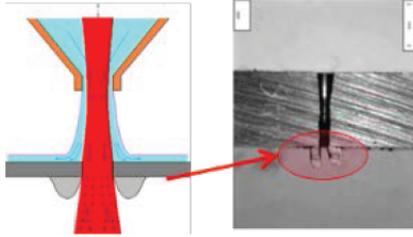


Figure 4.3
Scories.

Ces résultats ont conduit le CEA à approfondir la technique de découpe laser continu avec gaz de chasse en menant un programme de développement sur la conception d'une tête de découpe pour laser adaptée au chantier de démantèlement, c'est-à-dire permettant une mise en œuvre en téléopération tout en assurant la sécurité et la sûreté d'utilisation en milieu nucléaire.

1.2. Développements de tête de laser pour le démantèlement

Le programme a porté en premier lieu sur le développement d'une tête de découpe laser pour les coupes en air. Les spécifications retenues pour la conception de cette tête ont été : un refroidissement par air, la sécurité thermique intégrée, pas de zone de rétention pour éviter de piéger la contamination, une bonne tenue thermique des matériaux, la robustesse pour une utilisation en chantier téléopéré et une facilité de positionnement se traduisant par une bonne tolérance de positionnement.

Après la validation d'un premier prototype, deux têtes industrielles ont été conçues et réalisées par la société ARO. Une tête droite d'une puissance laser maximale de 14 kW et une tête coudée d'une puissance maximale de 8 kW.

Différents essais ont été menés pour déterminer les performances et les réglages appropriés aux chantiers de démantèlement en utilisant les moyens d'essais dont dispose le CEA : l'installation DELIA sur le site de Saclay (figure 4.4) et l'installation HERA sur le site de Marcoule (figure 4.5).



Figure 4.4

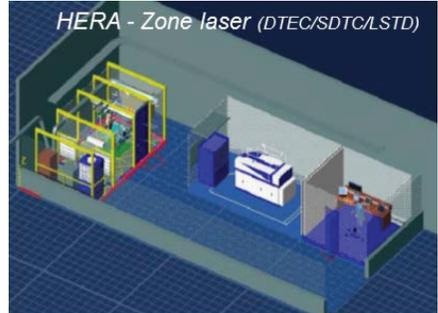


Figure 4.5

Bilan : pour une puissance laser de 8 kW, sur de l'acier 316L, en commençant la découpe au bord de l'échantillon, l'épaisseur maximale découpée est de 100 mm avec une vitesse de découpe très lente (7,5 mm/min). Pour la même puissance, et le même acier, 30 mm est l'épaisseur de perçage en pleine tôle obtenu.

La figure 4.6 ci-dessous donne les différentes parties qui composent la tête ainsi que la tolérance de positionnement.

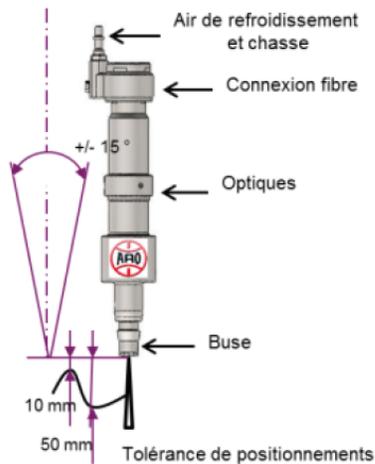
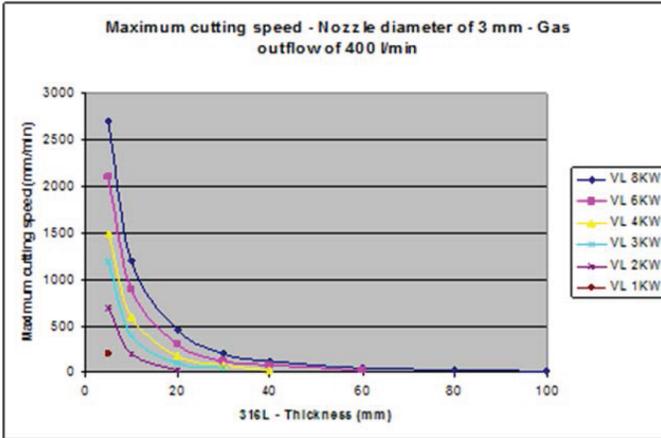
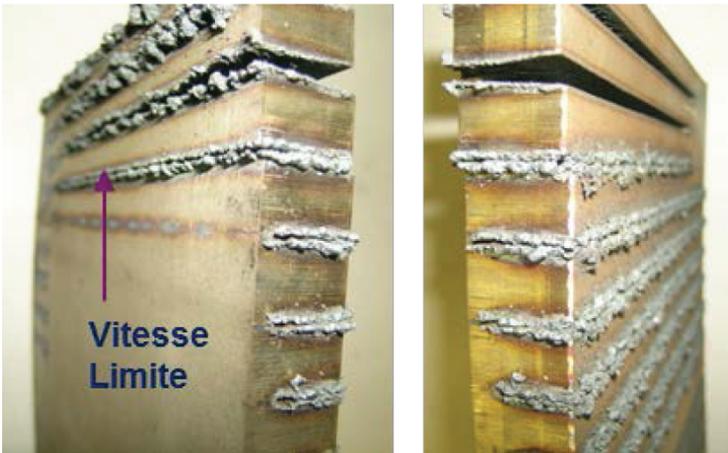


Figure 4.6

La figure 4.7 présente les vitesses limites (VL) en fonction à la fois des épaisseurs maximales découpées sur de l'acier 316L (mm) et de la puissance laser (de 1 à 8 kW). Quant à la figure 4.8, elle illustre les conditions de coupe pour déterminer la vitesse limite.

**Figure 4.7**

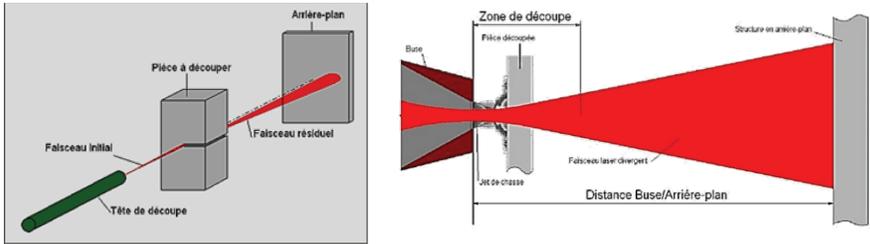
Courbe des paramètres de coupe.

**Figure 4.8**

Vitesse limite.

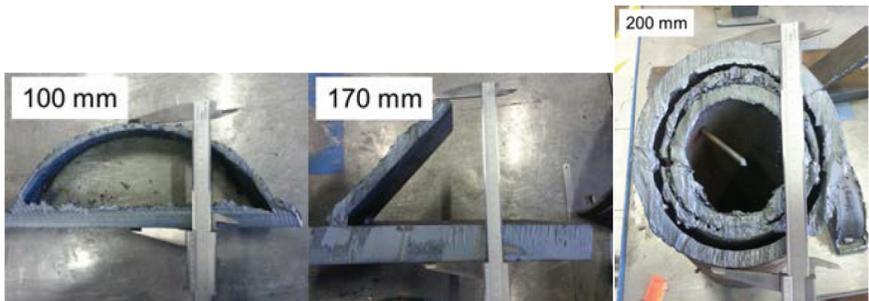
Notons qu'en condition opérationnelle, la vitesse de découpe retenue est la moitié de la vitesse limite.

L'utilisation de la découpe laser sur les chantiers de démantèlement offre l'avantage de pouvoir faire en une seule passe la découpe de plusieurs épaisseurs de matériaux. La puissance résiduelle (figure 4.9) après la première coupe est encore suffisante pour la découpe d'autres matériaux.

**Figure 4.9**

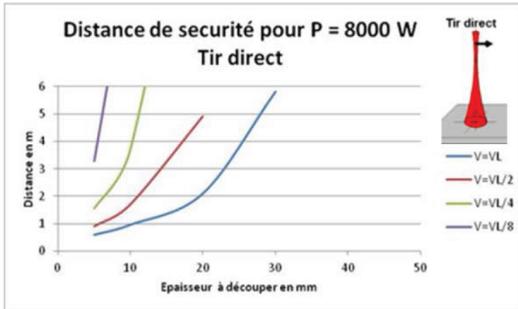
Puissance résiduelle déposée sur la structure en arrière-plan.

En termes de découpe, ceci présente un grand avantage (figure 4.10). Néanmoins cet avantage devient un inconvénient en termes de sûreté. En effet, il conviendra de s'assurer de préserver l'intégrité de la première barrière de confinement, notamment de la peau inox recouvrant la totalité des murs d'une cellule. Il est donc impératif de prendre en compte ce risque d'un point de vue opérationnel par l'ajout de sécurité laser (coupure de l'alimentation si la tête n'est plus en mouvement) et dans les modes opératoires afin de tenir compte de l'environnement de découpe.

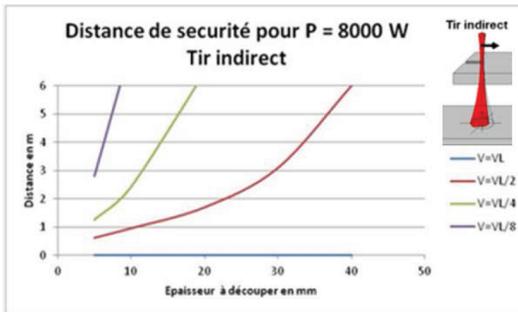
**Figure 4.10**

Exemple de géométries complexes découpées en une seule passe.

En jouant, soit sur la puissance laser, soit sur la vitesse de découpe, il est possible de découper la première tôle sans découper la seconde. La figure 4.11 (a) ci-dessous illustre la distance de sécurité en tir direct en fonction de l'épaisseur de la tôle en arrière-plan et des vitesses de découpe, pour une puissance laser de 8 kW alors que la figure 4.11 (b) donne cette distance en cas de découpe d'une première tôle (tir indirect).



(a)

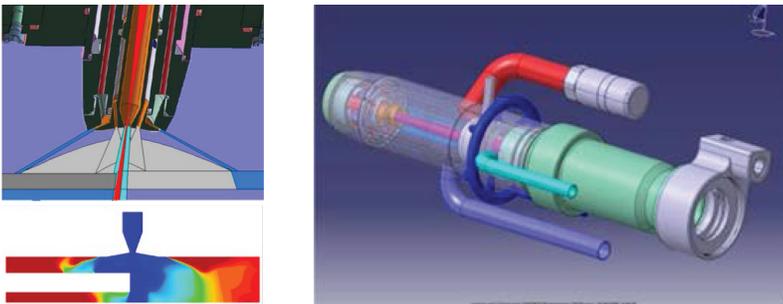


(b)

Figure 4.11

Distance de sécurité en tir direct et tir indirect.

Des études analogues à la découpe laser en air sont menées pour la découpe laser sous eau. La contrainte spécifique sous eau est la création d'une zone sèche afin de s'affranchir de l'atténuation du faisceau laser sous eau qui serait rédhibitoire. Les simulations et les premiers essais sur une tête prototype (figure 4.12) mettent en évidence que la tolérance de positionnement est réduite par rapport à la découpe en air et qu'il est impossible de découper une seconde paroi.

**Figure 4.12**

Test en simulation et tête prototype.

Les premiers résultats donnent les capacités de coupe pour de l'acier 316L :

- sous 50 cm d'eau : 20 mm identique à une découpe en air et épaisseur limite de 40 mm ;
- sous 4 m d'eau : 20 mm à une vitesse deux fois plus lente qu'en air.

Il y a également 75 fois moins de production d'aérosol sous 50 cm d'eau et 400 fois moins sous 4 m d'eau.

La conception d'une tête industrielle et les essais de qualification vont se poursuivre sur les installations CEA Saclay et Marcoule afin de proposer cette technique de découpe innovante pour les chantiers de démantèlement sous eau.

1.3. Procédé de mise en œuvre à distance Maestro

Tous les procédés de découpe que nous avons vus peuvent être mis en œuvre à distance. Depuis une vingtaine d'année, le CEA a mené un programme de recherche et développement pour doter le démantèlement d'un système de téléopération à retour d'effort d'une capacité d'emport d'une centaine de kilos. Du prototype de recherche CEA (figure 4.13) au produit industriel de Cybernétix (figure 4.14), le procédé Maestro répond à sa spécification :

- bras esclave hydraulique en titane capacité 70 kg à 2,30 m (version longue) ;
- répétabilité unidirectionnelle de 1 mm ;
- actionneurs rotatifs, poignet concourant avec changeur d'outil (pas d'ombilic outil électrique externe) ;
- système modulaire durci 10 kGy et décontaminable ;
- sensibilité effort 2 kg poignet, 10 kg grands axes, ratio maître/esclave effort 1/15^e ;
- centrale hydraulique embarquée à double enveloppe avec fluide résistant au feu ;
- ergonomie poste de pilotage (mode « M/E » à commande cartésienne, mode « robotique » avec apprentissage de trajectoire en mode M/E, blocage DDL, compensation poids outil, mode « dégradé » à commande articulaire...).

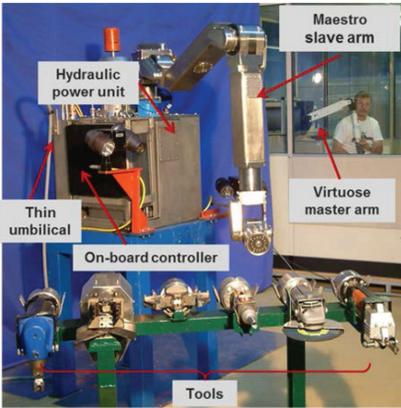


Figure 4.13
Prototype de recherche...

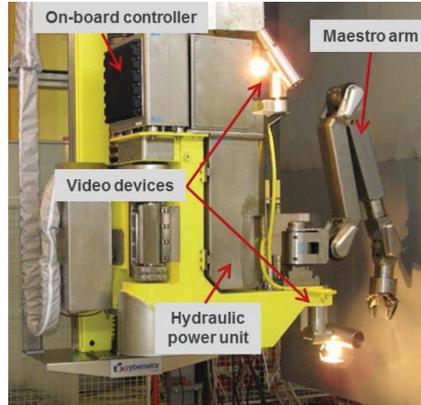


Figure 4.14
...produit industriel.

Une attention toute particulière a été portée sur la fiabilité du système et sa maintenabilité afin d'avoir un taux de disponibilité opérationnelle de 80 % attendu sur les chantiers. Ceci a été possible grâce au retour d'effort qui permet la réduction des chocs et des vibrations sur le manipulateur, grâce également à la modularité pour diminuer les temps de maintenance. Des essais d'endurance de plus de 1 200 heures ont démontré en inactif la fiabilité du système Maestro.

Quant à la productivité, elle est accrue grâce à la réduction du facteur humain par l'ergonomie du contrôle-commande avec l'utilisation de toutes les fonctions qu'offre le logiciel TAO 2000. De plus, la capacité du bras et la connexion directe d'outils électriques plus performants (par exemple : grignoteuse) permettent, en condition d'essai en inactif, une production entre 40 à 60 kg/jour de déchets comprenant les actions de découpe, de conditionnement et de rangement en poubelle.

Conclusion

Après la qualification du système Maestro et du procédé de découpe laser en inactif, le premier chantier de démantèlement alliant laser et Maestro est en cours sur l'installation MAR 200. En phase de préparation chantier, les équipements permettront de découper les deux dissolveurs dans un environnement contraint.

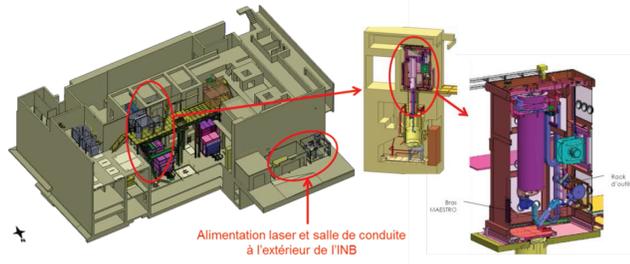


Figure 4.15
Chantier Dissolvers sur l'installation MAR 200 (Marcoule).

2 | Conception des confinements de chantier et rejets gazeux : de la R&D à la normalisation

Luc Lafanechère – Jonathan Walter

Dans le domaine du démantèlement, de nombreux enjeux sont à prendre en compte, couvrant des sujets aussi divers que la caractérisation radiologique, l'élaboration de scénario, les techniques de décontamination, le traitement des déchets... Dans tous ces domaines, la capacité des donneurs d'ordre et de l'industrie nucléaire à intégrer l'innovation est un facteur clé de sa performance.

Quels que soient les domaines concernés, la sûreté et la radioprotection restent deux enjeux transverses incontournables pour mener à bien les opérations de démantèlement et d'assainissement, ils nécessitent la maîtrise du confinement des chantiers de déconstruction.

Le confinement des chantiers est un domaine en développement (innovation industrielle, R&D) qui nécessite une méthodologie propre et sûrement à terme une norme dédiée.

2.1. Objet et fonctions du confinement

Les opérations de démantèlement s'effectuent dans un contexte réglementaire qui est celui de la loi TSN du 13/06/2006 et de l'arrêté INB du 08/02/2012. De plus, chaque exploitant nucléaire dispose d'un référentiel sur la sûreté, la radioprotection et l'environnement.

Cependant, concernant le confinement, bien qu'il existe des référentiels et des normes qui concernent la construction et l'exploitation des réacteurs et des laboratoires ou usines, aucun texte à caractère normatif n'est disponible pour cadrer le confinement des chantiers de déconstruction. Les confinements mis en œuvre en démantèlement, de par les contraintes d'installation, leur « durée de vie » relativement courte, l'existence de ventilations générales, et le nombre important de sas mis en œuvre, sont spécifiques.

Il est donc nécessaire, pour les concepteurs des scénarios de démantèlement et pour les exploitants nucléaires, de développer et mettre en œuvre une méthodologie propre au confinement de chantier.

L'objet d'un confinement nucléaire est avant tout de réaliser les fonctions de « sûreté » (protection de l'environnement et du public) et de « radioprotection » (protection des travailleurs). De plus, il contribue à réaliser des fonctions de « propreté radiologique » des locaux (limiter la quantité de déchets nucléaires produits) ainsi que « d'assainissement », « d'épuration » et de « conditionnement d'air » des locaux investis.

L'enjeu du confinement est de concilier la protection requise de l'environnement et des opérateurs avec des contraintes industrielles telles que la faisabilité technique, les conditions d'intervention qui doivent être acceptables, le coût et les délais qui doivent être maîtrisés.

L'usage veut que l'on définisse une classification des confinements en quatre classes, comme dans la classification de la norme ISO 17873 pour le confinement des laboratoires et des usines, avec quelques aménagements liés aux spécificités du démantèlement, de la classe 1 où l'on admet qu'un faible niveau de contamination atmosphérique, à la classe 4 pour des atmosphères très dangereuses.

Chaque classe de confinement correspond à un attendu maximal en fonctionnement normal et accidentel en termes d'enjeux radiologiques qui est quantifié en nombre de LDCA équivalente (LDCA : limite dérivée de concentration dans l'air), c'est-à-dire en équivalent de dose potentiellement reçue par un travailleur s'il respirait une atmosphère donnée pendant une année de travail (c'est-à-dire 2 000 h) comparée à la dose annuelle réglementaire pour un travailleur (20 mSv). À titre d'exemple, le tableau 4.1 présente la classification utilisée par la norme ISO 17873.

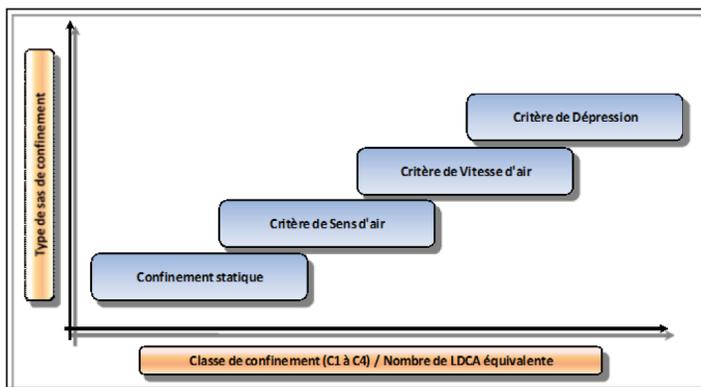
Tableau 4.1

Critères de classification radiologique des confinements de la norme ISO 17873.

Contamination permanente normale (Nb LDCA équivalente)	Contamination accidentelle potentielle (Nb LDCA équivalente)	Classe de confinement	Type de ventilation
< 1/10	< 1	C1	I
< 1	< 80	C2	II A
< 1	< 4 000	C3	II B
< 80	< 4 000	C4	III A
< 4 000	> 4 000	C4	III B
> 4 000	>> 4 000	C4	IV

2.2. Exigences de conception des confinements de chantier

Dans le cas général, le confinement d'un chantier est obtenu par la combinaison d'un confinement statique qui peut être de plusieurs types (sas souple type vinyle, sas semi-rigide type polycarbonate, confinement rigide métallique ou paroi d'un local) et d'un confinement dynamique réalisé par un système de ventilation assurant l'obtention d'un critère : sens d'air, vitesse d'air aux ouvertures, niveau de dépression... Le confinement statodynamique obtenu doit être adapté aux enjeux radiologiques, comme présenté dans la figure 4.16.

**Figure 4.16**

Critères statodynamiques d'un confinement en fonction de l'enjeu radiologique.

Le nombre de niveaux de confinement doit être déterminé par une évaluation des risques qui prend notamment en compte la gravité et la fréquence probable des accidents potentiels, la quantité de radioactivité présente et sa radiotoxicité et le potentiel de dispersabilité des radionucléides présents.

Par exemple, pour les opérations présentant un enjeu radiologique élevé, trois niveaux de confinement sont mis en œuvre : un confinement à la source (qui peut être de type boîte à gants), un confinement de chantier type sas de confinement, les opérations étant réalisées dans un confinement historique ou à créer (bâtiment existant ou de type abris climatique) (figure 4.17).

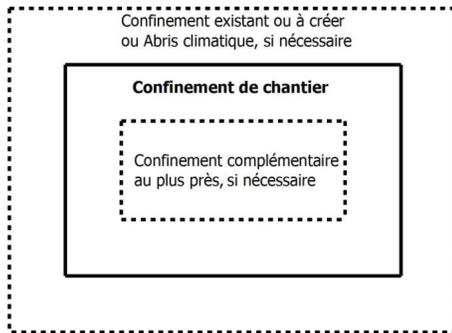


Figure 4.17

Schéma de principe de la composition des différents niveaux de confinement.

Les confinements généralement mis en œuvre sont schématiquement représentés sur la figure 4.18.

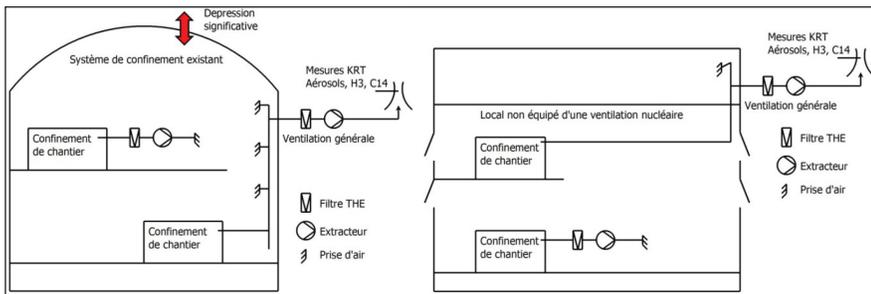


Figure 4.18

Schémas de principe des confinements de chantiers.

2.3. Confinement de chantier – Innovation industrielle et R&D

La conception des confinements de chantier fait l'objet de développements de manière à optimiser sa mise en œuvre et à adapter les exigences aux enjeux radiologiques des opérations à réaliser. De par la diversité des situations rencontrées, elle présente une marge importante d'optimisation et d'innovation industrielle.

Parmi les sujets étudiés, on note particulièrement la maîtrise des risques de détérioration du confinement, la définition des critères statodynamiques garantissant un confinement optimisé (aérodynamique et installation des confinements) et l'instrumentation et la mesure de l'activité générée ou rejetée.

Innovation industrielle

À titre d'exemple, deux procédés ont été développés en collaboration entre EDF/CIDEN et un titulaire de contrat de démantèlement : découpes par scie avec cloche de confinement et découpes par cisaille avec bac à copeaux et hotte d'aspiration (figure 4.19).

Ces deux procédés ont fait l'objet d'un programme de qualification pour garantir l'efficacité du confinement mis en œuvre.

Ces procédés permettent des découpes dans des locaux non nucléaires avec un confinement approprié. Ils sont une alternative aux sas de confinement de chantiers traditionnels. Ils permettent de simplifier les conditions d'intervention (niveau de sécurité du chantier amélioré) et dans certain cas de diminuer le débit de dose reçu par les opérateurs grâce à leur rapidité de mise en œuvre, comparée à l'installation d'un sas de confinement.



Figure 4.19
(a) Découpe par scie sabre et cloche de confinement. (b) Cisailage confiné par hotte aspirante.

Recherche et développement

À titre d'illustration, deux programmes de R&D en cours et à venir.

Le premier programme, lancé en 2011, concerne la caractérisation et l'impact des particules incandescentes dans les réseaux de ventilation [1].

L'objet de ce programme de recherche est d'étudier l'agression d'un filtre très haute efficacité par des particules incandescentes émises lors d'opérations de démantèlement, afin de contribuer à l'évaluation des dispositifs et des pratiques mises en œuvre pour préserver les systèmes de filtration (figure 4.20).

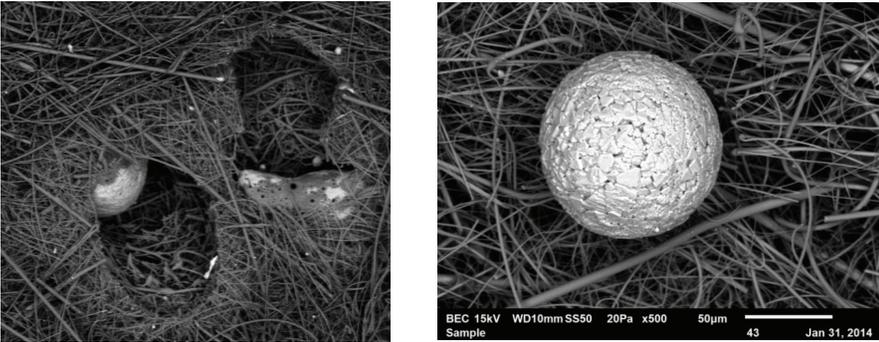


Figure 4.20

Visualisations au microscope électronique à balayage de l'interaction de particules métalliques avec le médium filtrant [2].

Le second programme concerne l'étude des mécanismes de transfert aérodynamique au travers d'ouvertures, en vue d'évaluer l'efficacité du confinement dynamique des enceintes de chantier (thèse issue d'une collaboration entre l'IRSN et EDF, commencée fin 2014) (figure 4.21).

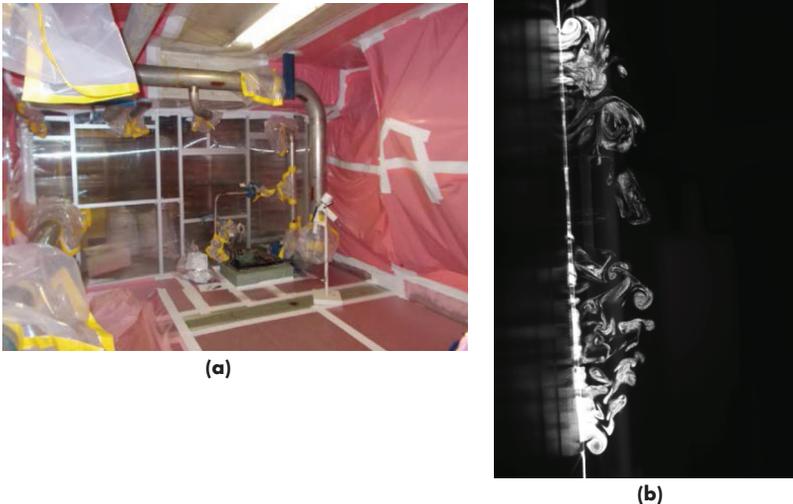


Figure 4.21

(a) Sas souple de confinement sur un chantier de démantèlement.

(b) Visualisation de rétrodiffusion au niveau d'une fente verticale d'un sas souple.

Il comporte une caractérisation expérimentale et numérique des transferts de polluant potentiellement émis à l'extérieur d'une enceinte à parois souples en fonction de la dépression interne, des caractéristiques de l'ouverture, des perturbations internes et externes, de la nature du polluant... Il permettra d'acquérir des connaissances sur les phénomènes de transfert d'aérocontaminants au travers de barrières de confinement dynamique en situations normale ou accidentelle et de quantifier les grandeurs relatives aux performances des dispositifs étudiés.

2.4. Capitaliser par la normalisation

Les principes et la méthodologie de confinement des chantiers ont vocation à évoluer et à s'enrichir en fonction du retour d'expériences sur les chantiers en cours et à venir, à EDF et chez d'autres exploitants en France comme à l'international. Il s'agit principalement de prendre en compte les problèmes rencontrés sur site, d'adapter les exigences aux enjeux, et d'innover vers de nouvelles pratiques à la fois sûres, faciles à mettre en œuvre, rapides et industrielles.

De plus, la conception et l'exploitation des confinements présentent un effet de série certain. En effet, des centaines de sas de chantier sont mis en œuvre sur un chantier de démantèlement ; il est donc opportun et bénéfique de mutualiser l'ingénierie en amont. Il convient cependant de conserver une souplesse importante, chaque chantier de démantèlement est spécifique, c'est une des caractéristiques de la déconstruction, tout en ayant un socle d'exigences à respecter pour garantir la sûreté des chantiers et la protection des travailleurs.

C'est pourquoi une norme NF/ISO : « Critères pour la conception et l'exploitation des systèmes de confinement des chantiers nucléaires et des installations nucléaires en démantèlement » est en cours de développement.

L'objectif est de normaliser les pratiques de confinement des chantiers sur une base discutée par les exploitants nucléaires, l'IRSN et les industriels du secteur pour définir un socle d'exigences raisonnables.

3 | Organisation des opérations pour le démantèlement du réacteur Siloé au CEA Grenoble

Frédéric Tournebize

Le CEA termine actuellement les opérations de dénucléarisation du site de Grenoble.

Le CEA disposait à Grenoble d'un ensemble d'installations nucléaires (figure 4.22) destinées principalement au soutien du parc électronucléaire français : 3 réacteurs piscines (Mélusine, Siloé et Siloette – INB 19, 20 et 21), un laboratoire chaud (le Lama – INB 61) et des installations de traitement et de gestion des déchets (la STED – INB 36 et 79).



Figure 4.22

Vue générale des INB du site CEA Grenoble.

Compte tenu de la maturité du programme électronucléaire, il s'est avéré que les moyens disponibles au CEA pour les programmes de recherche étaient devenus surdimensionnés. Aussi le CEA a décidé en 2001 d'arrêter ses installations basées sur le site de Grenoble en transférant les programmes sur d'autres sites, notamment Saclay et Cadarache.

Le projet Passage a alors été créé avec pour mission de conduire les installations nucléaires jusqu'à leur déclassement.

Ainsi, après une quinzaine d'années, l'objectif de « boucler le cycle de vie » des installations nucléaires à l'échelle d'un site complet est atteint.

3.1. Réacteur Siloé – INB 20



Figure 4.23

Vue extérieure du réacteur Siloé – Vue du hall réacteur.

Siloé (figure 4.23) était un réacteur expérimental de type piscine, d'une puissance nominale de 35 mégawatts, mis en service en 1963 et arrêté en 1997. Son enceinte de confinement est constituée par un hall cylindrique en béton de 27 mètres de hauteur et de 27 mètres de diamètre.

Les réacteurs étaient utilisés dans les domaines suivants :

- la recherche fondamentale sur les structures cristallines, à l'aide de faisceaux de neutrons ;
- le soutien scientifique au parc nucléaire français ;
- les études de comportement des structures et des combustibles nucléaires du futur ;
- la production de radioéléments pour la médecine ;
- la production de silicium dopé pour les industries de la microélectronique.

3.2. Différentes phases de la fin du cycle de vie d'une INB

Les grandes étapes techniques qui vont conduire au déclassement de l'INB sont les suivantes :

- évacuation des matières et combustibles ;
- démontage des équipements expérimentaux ;
- démontage des équipements de l'INB ;
- assainissement des structures voire des sols ;
- contrôles radiologiques finaux.

La réalisation de ses opérations techniques est soumise au respect d'une réglementation bien définie. On distingue deux phases :

- la 1^{re} phase est réalisée dans le cadre du référentiel d'exploitation de l'INB ;
- la 2^e phase est réalisée dans le cadre du référentiel de démantèlement : celle-ci est autorisée par décret.

Enfin, la fin du processus est sanctionnée par un arrêté qui homologue la décision de l'Autorité de sûreté nucléaire de déclasser l'INB, c'est-à-dire de la radier de la liste des INB.

Le challenge d'un projet de démantèlement est d'assurer le développement harmonieux du processus technique et du processus administratif, dans le souci continu de maîtriser la sécurité des opérations, les plannings et les coûts associés.

3.3. Première phase, avant le décret de démantèlement

C'est dès 1994 que le CEA a annoncé que le réacteur Siloé serait arrêté fin 1997.

Ces trois ans ont été mis à profit pour terminer les programmes expérimentaux prévus et pour préparer les opérations de démontage des équipements expérimentaux.

L'adéquation entre le référentiel d'exploitation et les opérations prévues avant le décret de démantèlement a fait l'objet d'une attention particulière pour s'assurer que toutes les opérations seraient couvertes par le référentiel de sûreté.

Ainsi, les opérations techniques ont pu débuter dès 1998, et se sont déroulées jusqu'à fin 2004.

Elles se sont terminées courant 2005 avec la vidange des piscines du réacteur.

L'évacuation du combustible du réacteur ne pose pas de souci particulier : c'est une opération courante dans un réacteur de recherche et les combustibles ont été envoyés à La Hague pour retraitement, à l'issue de la période de refroidissement prévue.

Le démontage des équipements expérimentaux qui étaient en pile consiste en la séparation des différents composants pour envoi dans les filières de déchets nucléaires associées : chaque dispositif d'irradiation fait l'objet d'une étude de sécurité avant le démontage.

Ainsi, plusieurs centaines de dispositifs plus ou moins complexes et en plus ou moins bon état ont été découpés dans la cellule chaude du réacteur ou sous eau, dans la piscine (figure 4.24).



Figure 4.24

Démontage des équipements expérimentaux dans le hall réacteur Siloé.

3.4. Deuxième phase des opérations, après le décret de démantèlement

Le décret du 26 janvier 2005 a autorisé le CEA à procéder aux opérations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement de Siloé.

Les opérations de démantèlement à proprement parler commencent alors : tous les composants du réacteur sont démantelés. Un exemple significatif est le circuit de refroidissement du réacteur : après vidange de la piscine et des circuits, les échangeurs de chaleur, les bacs de désactivation, les pompes de circulation... sont démontés, découpés et envoyés aux déchets.



Figure 4.25

Transport d'un échangeur vers le sas de découpe – Découpe dans le sas.

Une étape importante de cette deuxième phase aura été le retrait du cuvelage de la piscine.

Cette étape a constitué un aléa majeur du chantier. Elle illustre la complexité qu'il y a à tout prévoir dans un projet de démantèlement, et de ce fait l'importance d'avoir en permanence d'une part une attitude de prudence et de vigilance, et d'autre part une attitude d'anticipation des changements qu'il faudra intégrer dans le processus.

En effet, il s'est avéré que le cuvelage de la piscine était plus activé qu'imaginé, ce qui a rendu impossible le démontage manuel qui était prévu et a imposé un démontage téléopéré.

La solution technique finalement retenue a été d'adapter puis de qualifier un équipement du commerce pour réaliser les coupes sous confinement en téléopéré.

L'ensemble de ces opérations s'est déroulé de 2006 à 2008.

3.5. Phase d'assainissement des structures

Quand les composants de l'installation sont démontés, l'exploitant procède à l'assainissement des structures. L'objectif de cette étape est de retirer toute trace de la radioactivité qui a pu être apportée dans l'installation par les activités qui y ont été menées.

Les opérations devant conduire au déclassement de Siloé étaient engagées depuis de nombreuses années quand, en 2006, l'Autorité de sûreté nucléaire a précisé sa vision de la méthodologie à respecter pour réaliser l'assainissement des structures.

Il a fallu s'adapter.

Le retour d'expérience de l'utilisation de cette méthodologie à l'assainissement du réacteur Mélusine a conduit le CEA à engager une démarche plus radicale pour l'assainissement des structures internes du hall de Siloé : il s'est avéré plus fiable en termes de respect du planning et de maîtrise des coûts de procéder à la démolition complète des structures internes, plutôt que de procéder à leur assainissement, même si cette option conduit à un volume de déchets très faiblement actifs notoirement plus important.

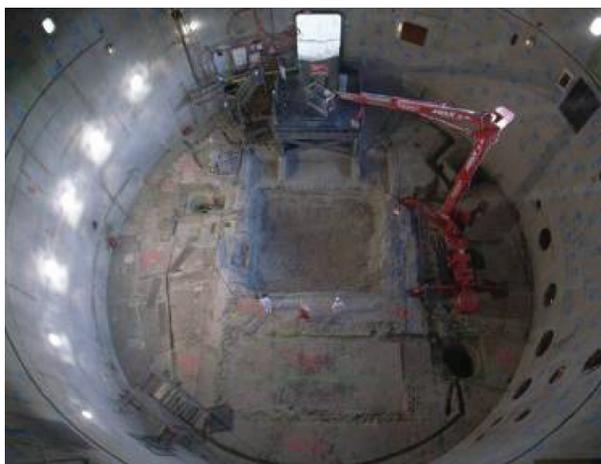


Figure 4.26

Le hall réacteur en fin de démolition des structures internes.

C'est ainsi que la cellule chaude du réacteur, ses piscines et toutes les structures internes ont été démolies pour laisser l'intérieur du hall réacteur entièrement vide (figure 4.26).

Ces opérations se sont terminées fin 2010.

3.6. Démolition des bâtiments

À la fin de ce chantier d'assainissement, l'ensemble des contrôles radiologiques réalisés démontraient que les objectifs radiologiques visés étaient atteints, sauf en quelques points le long de câbles de précontrainte du radier du réacteur.

En 2011, l'Autorité de sûreté a considéré que la situation n'était pas conforme aux engagements du CEA. Elle a exigé que ces derniers points soient assainis pour que le déclassement puisse être prononcé.

Compte tenu de la configuration du bâtiment, le traitement du radier imposait la démolition complète du bâtiment !

Le CEA a décidé d'engager la démolition du bâtiment, le traitement du radier et du sol sous le radier.

Cette évolution du projet s'est accompagnée d'une évolution du décret de démantèlement : après une première évolution du décret en 2010 (augmentation d'un an de la durée), l'Autorité de sûreté a donné un accord express en 2012, pour procéder à la démolition du bâtiment, concrétisée en 2013 par une deuxième évolution du décret.

Le chantier a été réalisé de 2012 à 2014 et les grandes étapes ont été (figures 4.27 et 4.28) :

- contrôles radiologiques de l'INB, hors radier ;
- déclassement zonage déchet de l'INB hors radier (ce qui permet la démolition en conventionnel du bâtiment hors radier) ;
- protection mécanique de la zone radier ;
- démolition du bâtiment ;
- mise en place d'un confinement de la zone radier ;
- traitement du radier et du sol sous radier – chantier nucléaire ;
- contrôles radiologiques finaux ;



Figure 4.27
Différentes étapes de la démolition du bâtiment Siloé.

- déclassement zonage déchet des sols sous radier ;
- remise en état des sols.



Figure 4.28

Vue finale de la zone réacteur après remise en état du terrain.

3.7. Zoom sur les processus de contrôles

Les contrôles radiologiques finaux constituent une pièce maîtresse du processus qui va conduire au déclassement de l'installation : ils attestent en effet de la conformité de l'état radiologique final atteint.

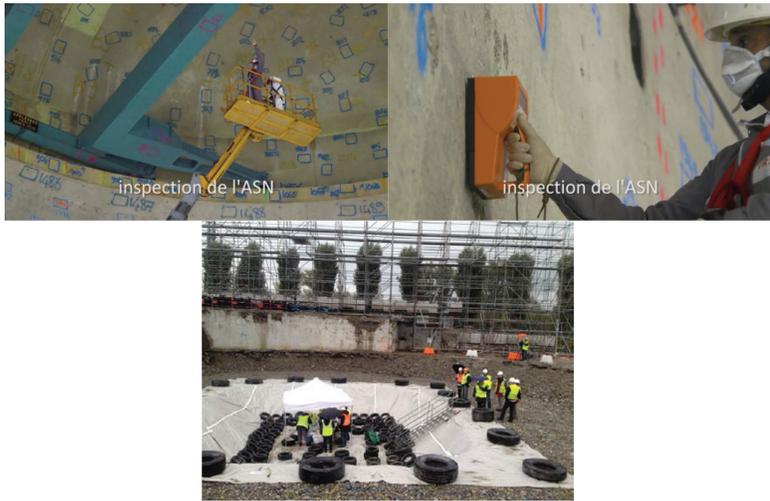
Plusieurs campagnes de contrôles sont réalisées à l'issue des travaux d'assainissement. Toutes ces campagnes sont indépendantes les unes des autres et répondent à un strict processus validé par l'Autorité de sûreté.

Chaque campagne fait l'objet d'un compte rendu expertisé par l'instance de contrôle qui suit... et ainsi de suite jusqu'au déclassement zonage déchet prononcé par l'ASN :

- 1^{er} contrôle : réalisé par l'« assainisseur » ;
- 2^e contrôle réalisé pour le compte du chef d'INB ;
- 3^e contrôle réalisé pour le compte du directeur du centre, exploitant nucléaire ;
- 4^e contrôle réalisé par l'Autorité de sûreté et son appui technique, l'Institut de radioprotection et de sécurité nucléaire.

**Figure 4.29**

Vue du dôme du hall réacteur Siloé : contrôles radiologiques.

**Figure 4.30**

Inspections de l'ASN à Siloé.

3.8. Déclassement final de l'INB

À l'issue de toutes ces opérations, le CEA a fourni le dossier de demande de déclassement de Siloé qui a été expertisé par l'Autorité de sûreté.

Cette expertise a entraîné un processus d'échange sur le dossier qui a conduit *in fine* l'ASN à donner un avis favorable au déclassement de Siloé.

Il s'en est suivi la consultation de la commission locale d'information, du préfet et des communes environnantes et enfin, la consultation du public sur le site de l'ASN.

C'est finalement le 20 février 2015 que l'arrêté du 12 février, portant homologation de la décision de l'ASN du 8 janvier 2015 de déclasser Siloé a été publié au *Journal officiel*.

20 février 2015

JOURNAL OFFICIEL DE LA RÉPUBLIQUE FRANÇAISE

Texte 6 sur 123

Décrets, arrêtés, circulaires

TEXTES GÉNÉRAUX

MINISTÈRE DE L'ÉCOLOGIE, DU DÉVELOPPEMENT DURABLE ET DE L'ÉNERGIE

Arrêté du 12 février 2015 portant homologation de la décision n° 2015-DC-0491 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 8 janvier 2015 portant déclassement de l'installation nucléaire de base n° 20, dénommée réacteur Siloé, sur le territoire de la commune de Grenoble (Isère)

Figure 4.31

L'arrêté de déclassement de Siloé.

Au bilan, il s'avère qu'il a fallu s'adapter tout au long du projet aux différentes perturbations qui sont survenues. Le changement est une donnée d'entrée du projet qu'il faut intégrer et anticiper. Les dossiers de sûreté et les cahiers des charges ont intégré ce paramètre qui s'est avéré déterminant dans la maîtrise du planning.

Les autres facteurs clés de réussite mis en œuvre dès le début du projet sont la maîtrise de la sécurité nucléaire, la prise en compte du facteur humain et enfin la communication, tant interne qu'externe.

La maîtrise de la sécurité nucléaire est une condition *sine qua non* du bon déroulement d'un tel projet et nécessite un plan d'action rigoureux et une attention de tous les instants.

Le projet de démantèlement est une activité humaine complexe. La nécessité de s'adapter à tous les changements, la grande diversité des acteurs, les interférences entre les différentes sources de difficultés requièrent une approche « systémique » du projet, avec une sensibilité toute particulière au facteur humain, prenant en compte les motivations et les inquiétudes de tous les acteurs : les salariés de l'exploitant, ceux des partenaires industriels, les

entreprises en charge des exutoires pour les déchets nucléaires, l'Autorité de sûreté, les parties prenantes...

Aujourd'hui, les opérations de démantèlement de Siloé et de dénucléarisation du site CEA Grenoble sont terminées.

Les surfaces autrefois occupées par les réacteurs nucléaires du CEA Grenoble sont maintenant libérées et disponibles pour le développement de nouvelles activités de recherche, très probablement dans le domaine de la biomasse.

Conclusion

Inéluctablement, il y aura encore à l'avenir de nombreux chantiers de démantèlement, avec toujours de nouveaux challenges techniques et organisationnels pour innover et trouver des solutions adaptées aux situations rencontrées sur le terrain, avec toujours le même objectif d'améliorer les conditions de sécurité des opérations, en maîtrisant le planning et le coût des opérations.

Les études en recherche et développement en cours, que ce soit par exemple en matière de robotique avec le Maestro ou de conception des confinements, permettront la mise en œuvre de solutions industrielles toujours plus performantes.

Enfin, le projet de dénucléarisation du site CEA de Grenoble vient ajouter à la base commune de connaissances les résultats d'une quinzaine d'années d'expérience, et il confirme la capacité des industriels du nucléaire à boucler le cycle de vie des installations nucléaires à l'échelle d'un site.

Références

- [1] Marchal P. (2014). Caractérisation et impact des particules incandescentes dans les réseaux de ventilation lors d'opérations de démantèlement. Thèse de l'INSA de Rouen.
- [2] Marchal P., Porcheron E., Gelain T., Lafanechère L., Walter J., Grehan G. (2015). Characterization of incandescent particles emitted by a cut-off grinder during decommissioning operations for evaluating filter degradation. *Nuclear Engineering and Radiation Science*.

CHAPITRE 5

La physicochimie

Sylvain Faure

PLAN DU CHAPITRE

Introduction

- 1 Physicochimie aux interfaces pour le traitement des surfaces solides par gels ou mousses
 - 1.1. Gels
 - 1.2. Mousses
- 2 Physicochimie des procédés de décontamination des sols par CO₂ supercritique et par mousses de flottation
 - 2.1. CO₂ supercritique
 - 2.2. Mousses de flottation d'argiles pour la décontamination des terres
- 3 Physicochimie de la phytoremédiation des sols
- 4 Physicochimie dans l'eau supercritique pour la dégradation des liquides organiques
- 5 Physicochimie des procédés en colonne, la décontamination des effluents liquides aqueux

Conclusion

Références

Introduction

La détection de la contamination radioactive et la décontamination des installations nucléaires, des sols et des effluents ont adressé cette dernière décennie de nombreuses questions aux physicochimistes. Qu'il s'agisse de détecter/localiser/caractériser une contamination radioactive sur une surface, de la fixer, de la transférer d'un solide vers un liquide, ou d'un liquide sur un solide, et enfin de la confiner de manière sûre et durable, les physicochimistes s'efforcent de comprendre les phénomènes fondamentaux mis en jeu pour proposer des solutions innovantes plus performantes aux industriels du démantèlement. En préalable à tout traitement de la contamination, la connaissance de la nature physicochimique de la contamination, qu'elle soit ionique, organique ou particulaire, réduite ou oxydée, labile ou fixée sur un substrat ou dans un liquide, est nécessaire. Cette connaissance étant supposée acquise, des questions académiques restent encore ouvertes sur la physicochimie de certains procédés de traitement. Ce chapitre illustre quelques-unes de ces questions en décontamination des matrices solides et des sols et en traitement d'effluents liquides contenant ou non des molécules organiques.

1 | Physicochimie aux interfaces pour le traitement des surfaces solides par gels ou mousses

Les gels de particules colloïdales et les mousses à bulles d'air sont des fluides complexes. Ils sont en effet diphasiques, parfois même triphasiques si l'on rajoute des particules dans les mousses aqueuses d'air, et ils présentent des propriétés rhéologiques particulières. Pour l'assainissement/démantèlement des installations nucléaires, gels et mousses peuvent être utilisés directement en contact avec une surface solide contaminée afin de détecter/localiser une contamination radioactive et/ou décontaminer la surface. Ils sont facilement applicables, peu coûteux et limitent la quantité de déchets secondaires générés.

1.1. Gels

Gels détecteurs de contamination

Pour la révélation d'une tache de décontamination, des films de gel sensibles aux rayonnements radioactifs ont été formulés et préparés à l'échelle laboratoire sur des contaminations simulées (plutonium et césium (Cs)).

Ces gels brevetés CEA/Areva sont des gels hybrides de nanoparticules de silice et de gomme de xanthane ou des gels organiques de xanthane contenant un révélateur composé de Fe(II) et de xylénol orange noté Xo-Fe(II) en milieu acide sulfurique dilué [1]. Les mécanismes d'interactions de ces films de gels avec les rayonnements alpha, bêta et gamma ont été étudiés [2]. Ces films de gel trouvent particulièrement un intérêt dans la révélation d'une tache de contamination émettrice de rayonnements alpha ou bêta, dont l'énergie déposée sur les quelque 40 premiers microns permet une oxydation radiolytique partielle du film de gel en quelques heures. Cette oxydation proche de l'interface gel/substrat induit un changement de couleur du jaune au bleu qui diffuse dans toute l'épaisseur du film de gel (figure 5.1).



Figure 5.1
Films de gels de détection de contamination par changement de couleur.

Des questionnements restent ouverts notamment sur l'influence de la concentration et de la nature des nanoparticules sur la diffusion du complexe Xo-Fe³⁺ dans le gel, responsable du changement de couleur. Cette diffusion influence la sensibilité et la cinétique de la révélation. Cette diffusion de la couleur bleue devrait être modélisée en 3D (Xo-Fe³⁺) en la couplant au modèle de séchage du film de gel.

Gels de décontamination radiologique

Pour la décontamination radiologique, les gels minéraux de décontamination brevetés CEA/Areva autoséchants fracturants sont utilisés à l'échelle industrielle par les opérateurs du démantèlement (STMI, Sogedec, Endel, Salvarem...) pour traiter essentiellement la contamination fixée dans des couches d'oxydes métalliques [3]. Ils sont dits « aspirables » et commercialisés sous l'appellation ASPIGELSTM. Ils sont fabriqués à base de suspensions colloïdales concentrées de silice ou d'alumine brevetés depuis 2008. Ces

gels viscoélastiques sont appliqués sur la surface à décontaminer au pinceau ou par pulvérisation pour former des films d'épaisseur variant entre 500 μm et 2 mm. À température ambiante, ces films se fracturent au cours du séchage en quelques heures pour conduire à la formation de paillettes millimétriques contenant la contamination et facilement récupérées par brosse ou aspiration (figure 5.2). Ces gels contiennent un réactif de décontamination acide, basique et/ou oxydant. C'est le cas par exemple des gels aspirables à base de Ce(IV) utilisés pour décontaminer les surfaces en acier par dissolution homogène des premières couches métalliques à l'interface gel/acier. Sa durée d'action, c'est-à-dire le temps de décontamination, est contrôlée par la cinétique d'évaporation de l'eau du film de gel qui conduit à un résidu sec arrêtant la diffusion du cérium : l'action corrosive est alors arrêtée.



Figure 5.2

Film de gel à la fin de la fracturation, observation des paillettes millimétriques.

L'ajout d'additifs tensioactifs a permis de contrôler les propriétés viscoélastiques dans le cœur du gel mais aussi celles aux deux interfaces du film de gel avec le substrat et avec l'air [4]. En effet, les tensioactifs ajustent la rigidité du gel et améliorent sa rhéologie (par augmentation de la contrainte seuil) ainsi que son aptitude à la pulvérisation et à l'adhésion sur la paroi. Mais les tensioactifs contrôlent également les cinétiques de séchage et la fracturation, de manière à ne pas disperser la contamination dans l'atmosphère. Ils permettent enfin d'augmenter ou de modérer la cinétique globale de réaction substrat/gel : mouillage et corrosion/complexation de surface. Un questionnement fort reste cependant ouvert : comment décontaminer des bétons plus en profondeur par un film de gel pulvérisé ? Les derniers travaux visent à comprendre comment l'ajout d'un superabsorbant pourrait répondre à cette question. À partir d'une approche académique, combinant des considérations relatives à la chimie des solutions et à la rhéologie des

fluides, un mécanisme expliquant l'amélioration de l'efficacité d'un gel suite à l'ajout d'un superabsorbant (le polyacrylate de sodium en l'occurrence, noté PAANa) a été proposé [5]. Ce mécanisme met en particulier en évidence le rôle joué par les ions présents en surface du substrat à traiter qui diffusent au sein du gel, provoquant ainsi le relargage, par effet de pression osmotique, de la solution décontaminante contenue au sein des billes de PAANa. Ce phénomène, à l'origine de l'amélioration de l'attaque du substrat et donc de sa décontamination, induit également un abaissement local de la viscosité du gel qui contribue à un meilleur mouillage par imprégnation de la surface à décontaminer. L'influence de la viscosité et de la tension interfaciale sur le mouillage ou l'étude de la stabilité dans le temps des gels restent des thèmes d'étude à clarifier à l'avenir.

1.2. Mousses

Pour la décontamination d'une installation de grand volume et de forme complexe – cuves de produits de fission, générateurs de vapeur, réacteurs... – on a notamment proposé et étudié des mousses aqueuses stables plusieurs heures, utilisables en simple remplissage et stabilisées par des tensioactifs biodégradables à base d'unités glucosides et de viscosants organiques polysaccharidiques rhéofluidifiants comme la gomme de xanthane, biodégradable également [6, 7]. Pour une cuve par exemple, ces mousses contiennent comme les gels un réactif de décontamination et mouillent lors du remplissage de l'objet toutes les surfaces avec lesquelles elles sont en contact et ceci pendant plusieurs heures avant de drainer en fond de cuve. La durée et l'efficacité de la réaction de décontamination sont uniquement contrôlées par l'assèchement de la mousse dû au drainage gravitationnel et non pas par la consommation de réactif. L'efficacité du traitement, pour un mouillage total de la surface par la mousse, est ainsi équivalente à celle obtenue pour une même concentration de réactif en phase liquide.

Afin de limiter les teneurs en additifs organiques chargés de stabiliser ces mousses et de simplifier le traitement ultérieur des effluents générés, deux autres voies de stabilisation ont été proposées. On peut d'abord remplacer le xanthane par des particules hydrophiles tout en conservant le tensioactif moussant. Des nanoparticules de silice hydrophile pyrogénées (diamètre moyen 7 nm), aux propriétés de gélification connues, colmatent de manière surprenante en milieu confiné les films et les canaux liquides inter-bulles et bloquent le drainage des mousses (figure 5.3) [8].

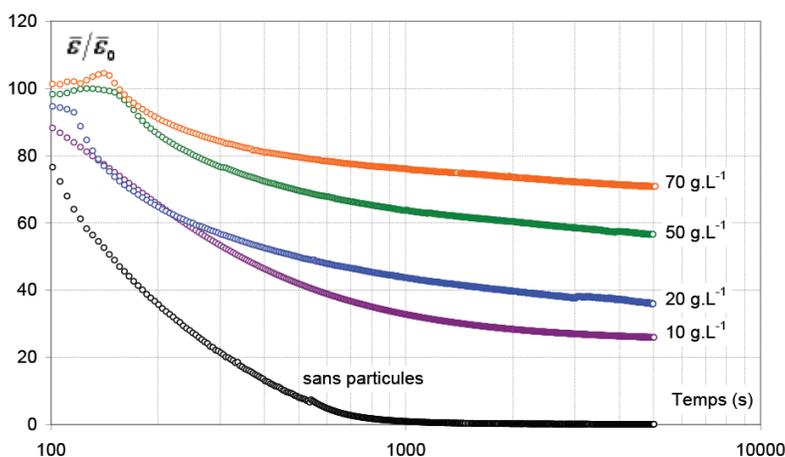


Figure 5.3

Évolution de la fraction liquide globale normalisée pour des mousses générées à partir des suspensions à pH 7 sans particules, à 10, 20, 50, et 70 g.L⁻¹ de silice Aerosil 380.

Un tel blocage du drainage se traduit par un temps de contact et un mouillage accrus entre les surfaces contaminées et les mousses, réservoirs de réactifs de décontamination.

Dans le second cas, des particules d'alumine ont été hydrophobisées pour s'adsorber sur les bulles d'air à la place des tensioactifs [9]. Les nanoparticules d'alumine sont rendues hydrophobes par greffage covalent de molécules fluorées à leur surface. Elles sont incorporées au sein de mousses qui présentent une stabilité augmentée dans le temps mais également un drainage rapide de l'eau, conduisant à l'obtention de mousses trop sèches pour une application « réactive » mais pouvant trouver un intérêt dans le domaine de la flottation de particules.

2 | Physicochimie des procédés de décontamination des sols par CO₂ supercritique et par mousses de flottation

Depuis l'accident de Fukushima et dans le cadre du Programme de Recherche en matière de sûreté nucléaire et radioprotection du Programme des Investissements d'avenir, le projet Demeterres, piloté par le CEA, vise à développer des technologies bio- et physicochimiques de remédiation de sols contaminés notamment en ¹³⁷Cs suite à un hypothétique accident nucléaire.

Deux procédés physicochimiques complémentaires sont notamment étudiés selon la nature physicochimique de la contamination, soit fixée de manière irréversible dans le sol ou la matrice solide, soit extractible. L'objectif de ces procédés consiste, soit à décatégoriser, soit à recycler les terres et gravats traités, sous réserve de l'existence d'un seuil de libération. Il s'agit des traitements par CO₂ supercritique pour le traitement d'une contamination extractible et par mousses de flottation pour la séparation des fractions granulométriques des sols contaminées de manière irréversible.

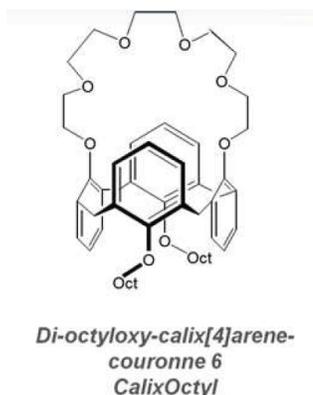
2.1. CO₂ supercritique

L'intérêt du CO₂ supercritique est lié à son point critique ($T = 31\text{ °C}$; $P = 74\text{ bars}$) expérimentalement facilement accessible. À l'état supercritique, le CO₂ peut se substituer à des solvants organiques de polarité comparable comme le pentane et l'hexane. Sa densité, et donc son pouvoir solvant, peut être fortement modulée en pression et en température et sa grande diffusivité lui permet d'atteindre des contaminations en profondeur [10, 11]. Le CO₂ supercritique est particulièrement utilisé pour l'extraction de substances naturelles organiques [12] et également pour l'extraction de métaux dans les milieux liquides [13]. Ce procédé minimise la quantité de déchets générés puisque les contaminants sont séparés par simple détente du CO₂ supercritique qui est ensuite recyclé.

Néanmoins, son caractère apolaire ne lui permet pas de solubiliser directement les radionucléides contenus dans les sols/gravats sous forme d'ions métalliques. Ceci rend donc indispensable l'utilisation complémentaire d'un système extractant adapté à l'ion visé et au milieu CO₂ supercritique.

Dans le cas de l'extraction du césium des sols, peu de travaux impliquant du CO₂ supercritique sont répertoriés dans la littérature [14]. Les principaux enjeux physicochimiques portent sur la définition et le choix d'un système extractant sélectif du Cs, compatible avec le milieu CO₂-sc et avec une filière ultérieure de conditionnement des déchets. Parmi les extractants, deux types de composés macrocycliques ont été considérés pour la complexation des métaux alcalins sur la base du retour d'expérience du CEA en extraction liquide/liquide : les éthers-couronnes et les calixarènes. Les éthers-couronnes comme les calixarènes peuvent complexer l'ion métallique (désolvaté) dans leur cavité centrale (figure 5.4).

Le césium est complexé dans la cavité par des interactions électroniques fortes avec les oxygènes. La sélectivité de l'extractant dépend également de

**Figure 5.4**

Extractant du Cs type CalixOxtyl envisagé en milieu CO_2 supercritique.

la nature de leur fonctionnalisation : par exemple la présence des groupes octyl (1,3 alternés) permet de limiter les fluctuations de conformation du calix [4] et de rigidifier ainsi en quelque sorte la taille de la cavité de la couronne du calix [4] et de le rendre plus sélectif du césium.

Par ailleurs, il est également nécessaire de neutraliser la charge du complexe organométallique positif calix- Cs^+ formé. Pour cela, l'ajout d'un acide organique encore appelé « échangeur cationique » ou contre-anion est indispensable. Le complexe extractant/échangeur cationique/Cs formé doit *in fine* présenter une solubilité acceptable dans le CO_2 supercritique.

Un enjeu complémentaire consiste à améliorer la compréhension des interactions moléculaires dans le système ternaire : système extractant – radio-nucléide – fluide supercritique afin d'améliorer ses capacités de solvataion et d'extraction. Le suivi *in situ* des interactions entre les espèces dans le CO_2 -sc, et également entre le CO_2 -sc et le milieu poreux lui-même, implique la mise en place de techniques expérimentales particulières et le développement d'outils de modélisation, thermodynamique notamment.

2.2. Mousses de flottation d'argiles pour la décontamination des terres

Le CEA développe avec l'aide d'Areva et Veolia une nouvelle technique de traitement des terres contaminées par du césium utilisant des mousses de flottation de particules en colonne. La technique de flottation particulaire à air dispersé est en effet particulièrement adaptée à la décontamination en césium

de grands volumes de sols argileux ou argilocalcaires : elle peut permettre de traiter plusieurs dizaines de tonnes par heure de terres contaminées. La flottation en colonne permet de séparer les plus petites particules d'argiles (vermiculite, montmorillonite, illite...) qui piègent dans leurs interfeuillets le césium qui n'est alors plus lixiviable (figure 5.5).

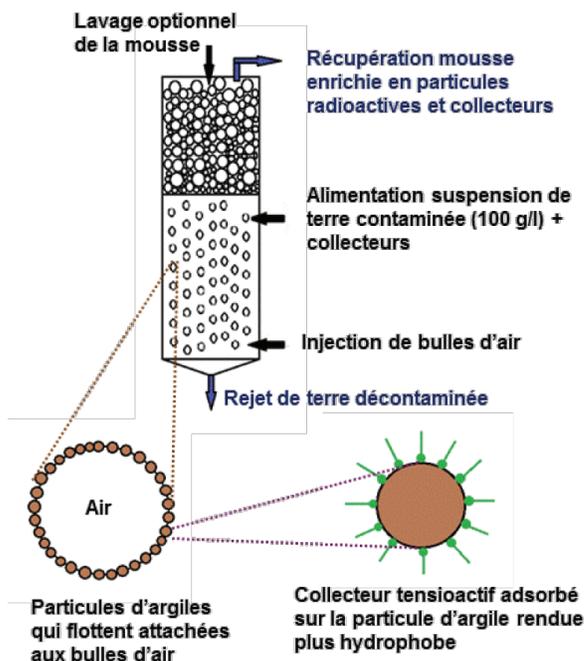


Figure 5.5

Schéma de principe du procédé de flottation particulaire.

Les plus grosses particules $> 300 \mu\text{m}$ faiblement contaminées ou les fragments de sable sédimentent en bas de colonne. On rajoute de faibles quantités de tensioactifs collecteurs et/ou tensioactifs moussants à la pulpe initiale de terre (suspension dans l'eau) à traiter et on y disperse des bulles d'air. Les colloïdes d'argiles fortement contaminés sont ainsi extraits et récupérés par concentration dans une écume sèche en haut de colonne. La masse de l'écume ou du résidu solide après séchage représente 5 à 15 % en poids initial de la terre et contient plus de 80 % de la contamination initiale. Le résidu solide enrichi en contamination peut être cimenté pour conditionnement.

Les questionnements physicochimiques des travaux portent sur le choix d'un système (collecteur/bulle) adapté à la flottation des argiles. Il faut notamment

comprendre les mécanismes de collecte et de capture des particules en fonction de la concentration en collecteur, du pH, de la concentration en sels (Ca^{2+} , K^+) et de l'agitation. Il faut aussi optimiser la taille des bulles vis-à-vis de l'efficacité de capture des plus fines particules. Enfin, étudier la stabilité des mousses générées est indispensable pour pouvoir dimensionner la colonne industrielle.

3 | Physicochimie de la phytoremédiation des sols

La phytoremédiation (grec *phyto* : plante, latin *remedium* : corriger un méfait) est l'utilisation de plantes vertes et de leur microbiote associé, d'amendement du sol et de techniques agricoles pour éliminer, contenir, ou rendre moins toxiques les contaminants environnementaux [15]. Cette technique est utilisée pour décontaminer biologiquement les sols pollués par des métaux, des métalloïdes, des pesticides, des solvants organiques (huiles), des explosifs, des pétroles et enfin des radionucléides tels l'uranium [16]. La toxicité du sol est fonction de la forme chimique du contaminant, *i.e.* ions libres, complexes métalliques solubles, ions échangeables, métaux liés à des organiques, composés précipités ou insolubles (oxydes, carbonates, hydroxydes...) et de sa biodisponibilité. Cette biodisponibilité se traduit par une aptitude au transfert d'un compartiment du sol à un organisme vivant. Ce transfert est particulièrement complexe et influencé par le métal (nature, concentration), des facteurs physiques (nature, granulométrie, humidité du sol), des facteurs chimiques (pH, CEC, Eh, MO, argile...) et des facteurs biologiques (mycorhizes, micro-organismes, dont rhizosphère, plantes). Plusieurs phénomènes peuvent avoir lieu lors du transfert du contaminant du sol vers la plante (figure 5.6) [17].

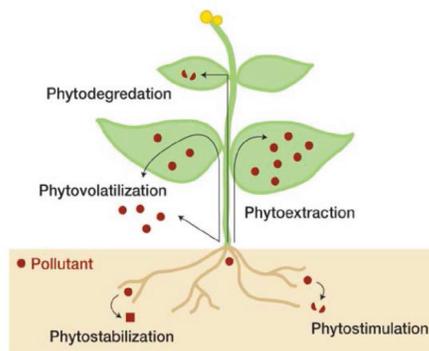


Figure 5.6

Les différents devenir d'un contaminant en interaction avec une plante.

Suite à l'accident de Fukushima, les études sont plus particulièrement focalisées sur le césium 137 [18]. Les enjeux sont de mieux comprendre la spéciation et la localisation du césium ionique dans les différents compartiments racinaires et foliaires. Le césium peut subir une absorption racinaire : stimulée ou réduite (rhizosphère : débris cellulaires, mucilages, exsudats, micro-organismes). Il peut être transporté dans la tige selon des mécanismes sélectifs avec des transporteurs. Le césium peut être enfin hyperaccumulé grâce aux peptides riches en cystéine : phytochélatines, protéines complexantes, métallothionéines.

Le physicochimiste doit s'efforcer de comprendre les phénomènes associés. Dans une première stratégie de blocage du césium afin de préserver la chaîne alimentaire, des phénomènes induits volontairement de saturation par des contre-ions potassium utilisant les mêmes voies métaboliques peuvent permettre de modérer l'absorption racinaire. Ensuite, lors des phases de transport du césium dans la plante, des transporteurs spécifiques peuvent être sollicités [19] et les mécanismes de régulation génétique de ces transporteurs restent un champ fort d'investigation. Il faut également préciser les cinétiques de diffusion dans les membranes cellulaires et les interactions possibles par complexation avec des biomolécules. Enfin, dans une stratégie d'hyperaccumulation du Cs, la localisation finale du césium doit être comprise : le césium peut en effet être localisé dans les tiges, dans les feuilles ou dans les graines au cours du transport. Le césium peut être de plus rendu inerte biologiquement, neutralisé par des phytochélatines [20] ou des métalloprotéines [21]. Une meilleure compréhension des phénomènes peut permettre à terme d'orienter la localisation finale du contaminant dans la plante. C'est toute l'ingénierie du vivant qui est alors sollicitée afin de moduler par exemple l'affinité et la sélectivité des organismes vivants vis-à-vis de contaminants ciblés.

4 | Physicochimie dans l'eau supercritique pour la dégradation des liquides organiques

La minéralisation des déchets liquides organiques contaminés, issus de l'assainissement/démantèlement des installations nucléaires, permet de rendre compatible ce type de déchet avec les stations de traitement des effluents liquides classiques. Cette minéralisation doit être cependant aussi complète que possible et suffisamment polyvalente pour traiter une grande diversité de déchets (solvants organiques d'extraction, comme TLA, TBP, huiles, tensioactifs...).

Parmi les différents procédés possibles, l'oxydation hydrothermale dans l'eau supercritique présente des avantages en termes de rendement de minéralisation obtenu et de cinétique réactionnelle.

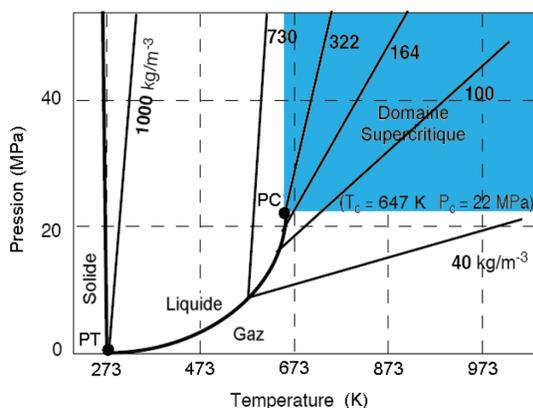


Figure 5.7
Diagramme d'état de l'eau.

La dégradation des organiques par ce procédé se fait dans l'eau en conditions supercritiques ($T > 374\text{ °C}$ et $P > 22,1\text{ MPa}$) en présence d'un oxydant (air, oxygène ou peroxyde d'hydrogène) (figure 5.7). Sous ces conditions, l'eau présente des propriétés uniques liées à un comportement intermédiaire entre celui du liquide et celui du gaz. Ses propriétés physicochimiques (densité, viscosité, constante diélectrique, diffusivité) lui confèrent un fort pouvoir de solvation des composés organiques, à l'inverse des sels minéraux. Par ailleurs, la faible dissociation ionique de l'eau dans ces conditions supercritiques et l'absence d'interfaces favorisent les réactions radicalaires et contribuent à une cinétique d'oxydation très rapide, quelques dizaines de secondes à quelques minutes, par rapport à celle observée en conditions sous-critiques. De plus, la température de l'eau en conditions supercritiques (entre 450 et 550 °C) est suffisamment faible pour ne pas former des gaz de type NOx. Ces conditions entraînent une minéralisation de la matière organique quasi totale et des rendements de dégradation supérieurs à 99,9 % sont communément atteints sur dodécane et tributylphosphate [22, 23].

Cette dernière décennie, des réacteurs chemisés à double paroi, fonctionnant en continu, agités ou non, ont été mis au point et permettent de limiter la corrosion et l'accumulation de sels minéraux provenant de la précipitation des hétéroatomes contenus dans le solvant à traiter, lors de la transition des phases supercritique et subcritique. À partir de données expérimentales ciblées, le développement d'un modèle prédictif du comportement de la charge organique dans ce milieu nécessite de coupler la thermohydraulique des écoulements et la chimie de la réaction d'oxydation, notamment lors de la transition de phases. Un enjeu physicochimique consiste à obtenir les solubilités des hétéroatomes au voisinage de la zone de transition critique ainsi que les cinétiques réactionnelles, en tenant compte des limitations de

micromélange dues à la turbulence éventuelle de l'écoulement. Les premières simulations effectuées sur des géométries complexes de réacteur, en particulier sur les réacteurs tubulaires double enveloppe agités, ont été conduites au niveau de la zone supercritique de combustion et pour différentes conditions opératoires [24]. Ce modèle permettra *in fine* de prédire le fonctionnement du procédé dans des configurations où le débit de traitement est augmenté et où la nature et la composition de la charge organique à traiter sont étendues.

5 | Physicochimie des procédés en colonne, la décontamination des effluents liquides aqueux

La difficulté liée à la décontamination des effluents liquides provient du fait que le radionucléide à extraire, lorsqu'il est sous forme ionique solvatée, est en concentration infinitésimale par rapport aux espèces environnantes. Le CEA et Areva étudient notamment la décontamination ionique des effluents aqueux par des procédés de coprécipitation couplés à une sédimentation des particules solides générées. Afin de réduire le volume de déchets secondaires produits, une nouvelle approche de décontamination d'effluent est étudiée, depuis quelques années, qui utilise l'extraction sur phase solide, par des adsorbants ou des échangeurs ioniques insérés dans des supports compatibles avec le procédé choisi (colonne, lit fluidisé, membranes...). Les procédés sur adsorbants peuvent concerner des unités de traitement mobiles et sont capables de traiter de grands volumes en produisant comme seul déchet secondaire le sorbant usé.

L'enjeu principal en physicochimie est la synthèse et/ou la préparation de sorbants minéraux ou hybrides innovants, divisés ou monolithiques. Deux produits de fission à vie longue sont plus particulièrement visés, le ^{90}Sr et le ^{137}Cs . Les sorbants doivent être sélectifs et posséder une grande capacité de sorption vis-à-vis du radiocontaminant ciblé, pour minimiser le volume de déchets généré dans des environnements de salinité variable. Ils doivent également être compatibles avec les filières de déchets existantes (cimentation ou vitrification). Cette synthèse de sorbants peut être réalisée par greffage d'un extractant sélectif sur un support de morphologie différente (billes, membranes, feutres, tissus...).

Par exemple, dans le cas du césium radioactif, des sorbants nanostructurés à base d'hexacyanoferrate greffés dans la porosité de billes de silice ont été mis au point et brevetés pour la décontamination en Cs d'effluents à salinité élevée et sur une large gamme de pH (figure 5.8) [25]. Des nanoparticules d'analogie du bleu de Prusse (ABP) imprégnées sur billes de chitosan naturelles ont également été étudiées avec succès [26].

Pour le strontium, des particules de nonatitanate monolithiques ont été préparées par voie sol-gel et présentent une sélectivité satisfaisante décrite

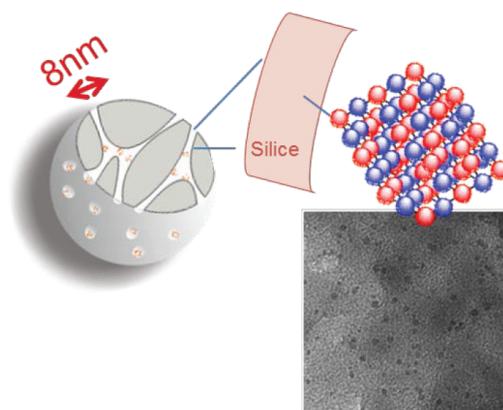


Figure 5.8

Schéma de principe de nanoparticules de ferrocyanure de cobalt greffées sur silice.

par un modèle mésoscopique [27]. Plus récemment, des particules de TiO_2 synthétisées sous CO_2 supercritique présentent des surfaces spécifiques pouvant atteindre $275 \text{ m}^2/\text{g}$ selon la température de préparation et favorisent ainsi la sorption de surface.

Au-delà des enjeux sur la synthèse de matériaux spécifiques et afin d'améliorer la performance de ces procédés de traitement, les travaux visent plus en amont à une meilleure compréhension de la physicochimie de l'adsorption (échanges d'ions, charges de surface) à partir de l'étude du transfert du radionucléide de la phase fluide continue jusqu'au sein de la phase solide. Ces études passent par des expérimentations aux concentrations de traces pour déterminer les diverses constantes thermodynamiques (coefficients d'activité dans le solide, énergies de solvation...) et les cinétiques de transport aux interfaces, en milieu fluide confiné dans les nanoporosités.

Conclusion

Afin de développer des procédés spécifiques de détection de la contamination ou de décontamination radioactive des installations nucléaires, des sols et matrices solides ou des effluents liquides, les travaux de recherche au CEA se sont intensifiés notamment en physicochimie depuis quelques années. Ils mettent en lumière différents thèmes essentiels :

- **la chimie sous rayonnement**, mise à profit pour formuler des gels de gels qui vont détecter au contact d'une contamination alpha ou bêta par changement de couleur ;

- **l'évolution temporelle des interfaces** : par exemple, l'efficacité de décontamination d'un film de gel couplée aux cinétiques d'évaporation et de fracturation du film, ou encore celle d'une mousse de décontamination contrôlée par la taille et la durée de vie de ses films liquides et de ses bulles ;
- **la synthèse de molécules/matériaux** extractants des radiocontaminants : par exemple, les molécules tensioactives qui peuvent faire flotter des particules d'argile contaminées ou solubilisés, les systèmes extractants qui peuvent complexer le césium en milieu CO₂ supercritique, ou encore, pour le traitement des effluents liquides radioactifs, les sorbants minéraux ou hybrides innovants ;
- **la chimie de l'oxydation en transition critique** lors de la minéralisation de solvants organiques dans l'eau supercritique ;
- **la sorption aux interfaces solide/liquide** : par exemple, l'absorption et le transport des radiocontaminants dans les plantes pour la phytoremédiation des sols, ou encore l'optimisation de la rétention des radiocontaminants dans les sorbants utilisés en colonne, en lit fluidisé ou en membrane.

Ces thèmes d'études sont menés avec une approche commune, depuis la compréhension-modélisation des phénomènes à l'échelle mésoscopique jusqu'à la mise au point de dispositifs ou maquettes représentatifs de la réalité industrielle. Par essence pluridisciplinaires, ces travaux nécessitent le développement de collaborations académiques étroites entre différentes équipes de chercheurs.

La physicochimie permet ainsi de relier les propriétés d'usage, par exemple la pulvérisation et l'adhésion des gels, la stabilité des matériaux, la sélectivité et la capacité de sorption des sorbants minéraux, la durée de vie des mousses... – autrement dit les performances des procédés de décontamination – aux mécanismes macroscopiques qui les gouvernent tels que la rhéologie, le mouillage, l'adsorption, l'évaporation... Ces mécanismes dépendent eux-mêmes des interactions à l'échelle mésoscopique (forces de van der Waals, liaison hydrogène, liaison covalente...).

Je souhaite particulièrement remercier Vincent Blet, Agnès Grandjean, Pierre Chagvardieff, Antoine Leybros et Yves Barré pour leurs travaux et les discussions qui ont permis la rédaction du chapitre.

Références

- [1] Azar F., Messalier M., Venault L., Faure S. (2014). Brevet CEA/Areva, FR 14 54318, 27 juillet 2014.
- [2] Azar F. (2014). Thèse Université de Montpellier II.
- [3] Faure S. *et al.* (2003). Brevet WO 2003 08529.
- [4] Bousquet C. (2007). Thèse de l'Université Montpellier II.
- [5] Castellani R. *et al.* (2014). Efficiency enhancement of decontamination gels by a superabsorbent polymer. *Colloids and Surface A* 454:89-95.
- [6] Faure S., Fournel B., Fuentes P. Brevet WO2004008463 A2.
- [7] Dame C., Fritz C., Pitois O., Faure S. (2005). Relations between physicochemical properties and instability of decontamination foams. *Colloid and Surfaces A: Physicochem Eng Aspects* 282:65-74.
- [8] Guignot S., Faure S., Vignes-Adler M., Pitois O. (2010). Liquid and particle in foamed suspensions. *Chemical Engineering Science* 65(8): 2579-25.
- [9] Faure S., Volland S. *et al.* (2011). Synthesis of new fluorinated foaming particles. *Colloids and Surfaces A: Physicochemical and Engineering Aspects* 382(1-3):139-144.
- [10] Sunarso J., Ismadji S. (2009). Decontamination of hazardous substances from solid matrices and liquids using supercritical fluids extraction: A review. *J Hazard Mater* 161:1-20.
- [11] Anitescu G., Tavlarides L.L. (2006). Supercritical extraction of contaminants from soils and sediments. *J Supercritical Fluids* 38:167-180.
- [12] McHugh M.A., Krukonis V.J. (1994). *Supercritical fluid extraction: Principles and Practice*, Second ed., Butterworth-Heinemann, Boston.
- [13] Can Erkey (2000). Supercritical carbon dioxide extraction of metals from aqueous solutions: a review. *J Supercritical Fluids* 17:259-287.
- [14] Park K., Lee J., Sung J. (2013). Metal extraction from the artificially contaminated soil using supercritical CO₂ with mixed ligands. *Chemosphere* 91:616-622.
- [15] Cunningham S.D., Ow D.W. (1996). Promises and Prospects of Phytoremediation. *Plant Physiol* 110:715-719.

- [16] Willscher S., Mirgorodsky D., Jablonski L. *et al.* (2013). Field scale phytoremediation experiments on a heavy metal and uranium contaminated site, and further utilization of the plant residues. *Hydrometallurgy* 131-132, 46-53.
- [17] Pilon-Smits (2005). Phytoremediation. *Annu Rev Plant Biol* 56:15-39.
- [18] Mimura T., Fujiwara T., Fukuda H. (2014). As plant scientist who faced the Fukushima nuclear disaster. *J Plant Res* 127:3-4.
- [19] Zhu Y.G., Smolders E. (2000). Plant uptake of radiocaesium: a review of mechanisms, regulation, application. *J Exp Bot* 51(351):1635-1645.
- [20] Références phytochélatines. Leopold I., Gunther D., Schmidt J., Neumann D. (1999). Phytochélatins and heavy metal tolerance *In: Phytochemistry* (United Kingdom) 50(8):1323-1328.
- [21] Cai L., Liu Q., Cherian MG. (2010). Metallothionein and Intracellular Sequestration of Metals. *Comprehensive Toxicology* 4:501-517.
- [22] Calzavara Y. *et al.* (2004). A new reactor concept for hydrothermal oxidation. *J Supercritical Fluids* 31(2):195-206.
- [23] Leybros A. *et al.* (2010). Ion exchange resins destruction in a stirred supercritical water oxidation reactor. *J Supercritical Fluids* 51(3):369-375.
- [24] Moussiere S. *et al.* (2012). 2D and 3D CFD modelling of a reactive turbulent flow in a double shell supercritical water oxidation reactor. *J Supercritical Fluids* 65:25-31.
- [25] Grandjean A. (2012). Extraction of radioactive cesium using innovative functionalized porous materials. *Rsc Advances* 2:5707-5716.
- [26] Vincent T. *et al.* (2014). Immobilization of metal hexacyanoferrates in chitin beads for cesium sorption: synthesis and characterization. *J Materials Chemistry A* 2(26):10007-10021.
- [27] Villard A., Siboulet B., Toquer G. *et al.* (2015). Strontium selectivity in sodium nonatitanate $\text{Na}_4\text{Ti}_9\text{O}_{20}\cdot x\text{H}_2\text{O}$. *J Hazard Mater* 283:432-438.

CHAPITRE 6

Le retour d'expérience des opérations de démantèlement

Joël Guidez

PLAN DU CHAPITRE

Introduction – Démantèlements programmés : une réalité industrielle

1 Grande variété d'installations concernées

2 Processus de démantèlement bien établi

3 Exemple de retour d'expérience au CEA : le démantèlement des installations de Grenoble

4 Exemple des réacteurs français

5 Retour d'expérience à l'international de Westinghouse

6 Cas particulier des réacteurs rapides à sodium

Conclusion

Introduction – Démantèlements programmés : une réalité industrielle

Le démantèlement des réacteurs nucléaires électrogènes représente un marché considérable puisqu'en 2013 l'IAEA répertoriait 440 installations en service, 139 à l'arrêt définitif et 11 déclassées. En France ? Il concernera dans le futur (outre les démantèlements en cours) les 58 réacteurs aujourd'hui en service.

L'expérience acquise dans le démantèlement programmé des réacteurs à eau est désormais importante, en particulier en ce qui concerne les REP puisque 5 réacteurs de la gamme de puissance 900 à 1 100 MW ont déjà été totalement démantelés aux États-Unis et des chantiers sont en cours dans de nombreux pays européens (Suède, Finlande, Espagne, Allemagne, Suisse, France).

La principale caractéristique d'un démantèlement programmé est l'évacuation préalable de l'essentiel de l'inventaire radiologique, du combustible du cœur et de celui stocké dans la piscine de stockage du combustible usé. Ne restent essentiellement lors du démantèlement que les matériaux activés (cuve et internes d'une part et parois du puits de cuve d'autre part) et des équipements et matériaux contaminés par l'eau primaire et les effluents radioactifs. Donc largement moins de 1 % de la radioactivité initiale.

On sait donc démanteler les installations nucléaires et l'opération a déjà été réalisée pour un grand nombre et une grande variété d'entre elles. Le retour d'expérience (REX) correspondant est donc important et permet de dégager des processus techniques opérationnels. De la recherche et développement existe encore dans ce domaine, mais leur but est principalement d'optimiser encore les techniques, pour raccourcir les plannings d'intervention et minimiser les coûts.

1 | Grande variété d'installations concernées

Les opérations de démantèlement ne concernent pas seulement les réacteurs, mais l'ensemble des installations nucléaires de base telles que définies en France par le code de l'environnement. C'est-à-dire les installations de fabrication du combustible, celles de retraitement, d'enrichissement, de stockage et, de manière plus générale, toutes les installations ayant eu des activités nucléaires conduisant à une activation ou une contamination des locaux.

À titre d'exemple, Areva est actuellement maître d'ouvrage du démantèlement d'un certain nombre de ses installations en France et en Belgique :

- les installations de fabrication de combustible à Annecy (SICN) et à Veurey ;
- l'usine de retraitement du combustible UP2-400 à La Hague ;
- les ateliers de fabrication de combustible de Cadarache (ATPU et LPC) ;
- l'usine de fabrication et d'assemblage de combustible FBFC à Dessel.

En dehors du démantèlement de ses installations, Areva est aussi opérateur de démantèlement en France et à l'étranger. Il peut y être à divers titres, soit en maîtrise d'œuvre, soit en opérateur, soit en fournisseur de mesures... À titre d'exemple, les équipes d'Areva ont mené à bien les opérations de démantèlement des internes et des cuves des réacteurs REP des centrales d'Obrigheim et de Stade, ainsi que de la centrale REB de Wurgassen, en Allemagne.

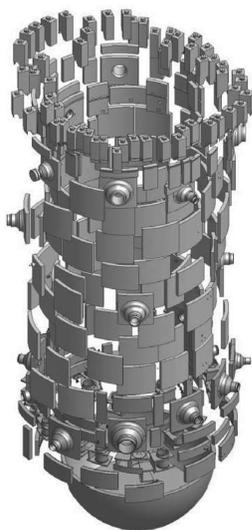


Figure 6.1

Exemple de découpe de la cuve du réacteur de Wurgassen.

Areva intervient également de manière non exhaustive sur de nombreux sites au Royaume-Uni (Sellafield), États-Unis (Hanford), au Canada (Chalk River) et en partenariat au Japon.

La variété des installations concernées par les opérations de démantèlement, ainsi que des contextes d'intervention, est donc très importante.

2 | Processus de démantèlement bien établi

Pour toutes ces installations de grande diversité, le processus de démantèlement général est aujourd'hui bien établi.

Caractériser au mieux l'installation

Pour cela, l'historique de l'installation est un élément important mais souvent insuffisant pour établir avec suffisamment de précision l'état de contamination et d'activation des différentes parties de cette installation. Des mesures sont donc effectuées et un bilan radiologique global est dressé avec l'aide d'analyses géostatistiques permettant de passer de mesures discontinues à une estimation globalisée.

Étudier et préparer le chantier

Sur la base de ce bilan radiologique, toutes les opérations successives du chantier sont programmées, en prenant en compte, en particulier, les difficultés éventuelles d'intervention, le mode de mise en forme des déchets finaux et leur procédure d'évacuation en conformité avec la réglementation du pays concerné. C'est aussi au niveau de ces études et des simulations correspondantes que l'on déterminera la nécessité ou non d'opérations de décontamination et d'assainissement, avant les opérations de découpe et de démolition.

C'est généralement sur la base de ce dossier d'études que l'autorisation de démarrer le chantier est donnée par les autorités de sûreté des pays concernés.

Tant que les exutoires des colis de déchets programmés ne sont pas définis ou pas encore opérationnels, il est impossible de lancer ces chantiers.

Organiser le déroulement des chantiers de découpe

Cette organisation comprend la gestion des effluents liquides et gazeux qui sont générés par les opérations. La découpe des parties métalliques va se programmer en fonction du plan de colisage des déchets, qui doit être établi avec une stratégie de séparation des déchets en fonction de leur activité. Les techniques de découpe elles-mêmes sont diverses : torche à plasma, jet d'eau abrasif, laser, découpe mécanique, électroérosion, cisailage, etc. Chacun de ces procédés a des avantages et des inconvénients. Un point important est d'éviter, autant que possible, de créer des déchets secondaires.

Tous les opérateurs insistent sur le fait que l'arrivée durant le chantier, d'un élément non anticipé durant les études, comme la découverte d'une zone à

activité importante, ou de radionucléides non prévus dans la définition des déchets finaux, est extrêmement pénalisante en termes de coût et de délais.

Le retour au « vert »

Enfin, et suivant les installations, les opérations de démantèlement se poursuivent par une démolition finale des bâtiments. Sauf cas de contamination accidentelle, ces opérations sont généralement des opérations de génie civil très classiques.

En conclusion, les procédés et la méthodologie de démantèlement sont connus et éprouvés.

La R&D a pour but, en premier lieu, d'améliorer les mesures nécessaires à la caractérisation initiale, c'est-à-dire de les rendre plus nombreuses, moins chères, plus rapides et plus fiables. On travaille aussi beaucoup sur la simulation permettant d'améliorer la préparation des chantiers et de la fiabiliser. Pour les opérations elles-mêmes, les procédés sont au point, mais des activités robotiques de découpe à distance continuent à être développées car porteuses d'améliorations sur les vitesses d'intervention. En revanche, il est nécessaire sur les chantiers de n'utiliser que des techniques qui ne sont pas en développement mais sont industriellement éprouvées.

3 | Exemple de retour d'expérience au CEA : le démantèlement des installations de Grenoble

Le centre du CEA Grenoble disposait de six installations nucléaires : trois réacteurs expérimentaux (Siloe, Siloette et Melusine), un laboratoire d'analyse de matériaux actifs (Lama) et deux unités de traitement des déchets.

La dénucléarisation programmée du site a conduit à mettre en place en 2001 le projet « PASSAGE » qui avait pour objectif de démanteler ces six installations pour un retour au vert sur le site.



Figure 6.2

Résumé des grandes étapes dans le démantèlement de Siloe.

L'opération s'est effectuée avec succès. Elle s'est terminée en 2014 et a donc duré environ treize années. Le coût de l'ensemble de l'opération a été d'environ 300 M€.

Installation	Objectif initial	Situation au 31/12/2014
Melusine (INB 19)	Piscine vide fin 2002	Objectif atteint en mars 2003
	Démantèlement terminé fin 2004	Objectif atteint fin 2008
Siloe (INB 20)	Piscine vide fin 2003	Objectif atteint en février 2005
	Démantèlement terminé fin 2007	Objectif atteint fin 2010
Siloette (INB 21)	Arrêt des activités mi 2002	Objectif atteint
	Démantèlement terminé fin 2006	Objectif atteint
Laboratoire d'analyse des matériaux actifs (LAMA : INB 61)	Arrêt des expérimentations fin 2002	Objectif atteint
	Démantèlement terminé à l'horizon 2012-2015	Objectif atteint en 2012
Station de traitement des Effluents et Déchets (STED : INB 36 et 79)	Arrêt des principaux équipements de l'INB 36 fin 2003	Objectif atteint mi 2004
	Démantèlement de l'INB 36 terminé à l'horizon 2012-2015	Objectif atteint en 2012
	Fin évacuation des colis de l'INB 79 fin 2010	Objectif atteint en juin 2010
	Démantèlement de l'INB 79 à l'horizon 2015	Objectif atteint en 2012

La production de déchets a été de 8 tonnes de déchets hautement actifs, 30 tonnes de déchets moyennement actifs, 950 tonnes de déchets faiblement actifs et 25 000 tonnes de déchets très faiblement actifs. Tous ces déchets ont été envoyés aux exutoires prévus à cet effet.

4 | Exemple des réacteurs français

Il y a en France dix réacteurs de puissance à l'arrêt définitif (1 REP, 6 graphite-gaz, 2 rapides/sodium, 1 à eau lourde) :

- les six réacteurs graphite-gaz de première génération sont caractérisés par des blocs cœur massifs. Leur démantèlement est en attente d'une stratégie sur le devenir de masses importantes de graphite (18 000 tonnes avec leur contenu de carbone 14 et de chlore 36) ;



Figure 6.3

Démantèlement du bloc cœur d'un réacteur graphite/gaz.

- le démantèlement du réacteur PWR de moyenne puissance (300 MW) de Chooz dans les Ardennes, engagé depuis 1995, présente l'intérêt, aux dimensions près, d'une grande similarité avec les 58 réacteurs REP actuellement opérationnels. Le chantier, très avancé, devrait s'achever avec un assainissement du site de 2016 à 2020 ;

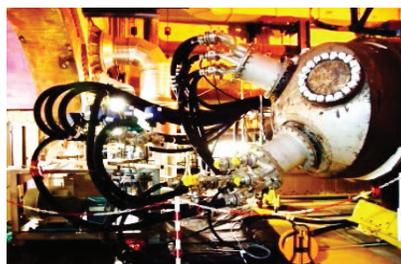
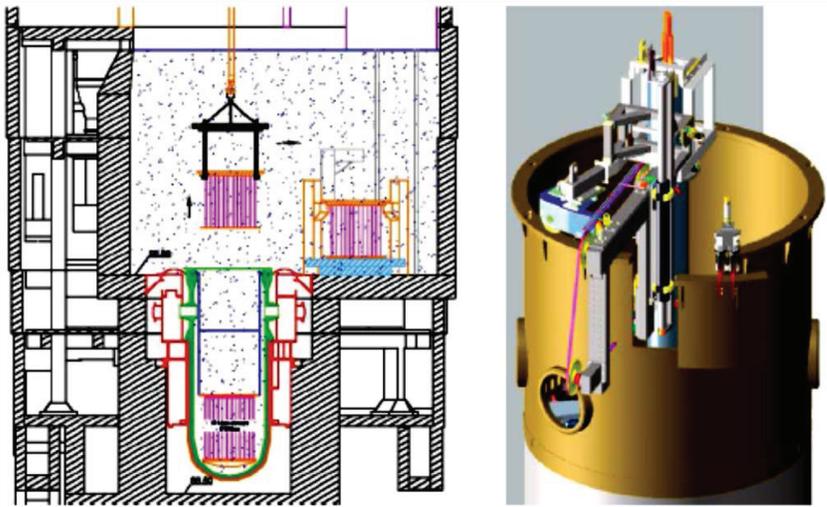


Figure 6.4

Décontamination du générateur de vapeur de Chooz et évacuation d'un générateur de vapeur vers le site de stockage des déchets de l'Andra à Soulaïnes.

**Figure 6.5**

Chooz : extraction des internes puis découpage de la cuve dans la piscine.

- le réacteur EL4 à Brennilis est en cours de démantèlement ainsi que les deux rapides sodium Phénix et Superphénix.

5 | Retour d'expérience à l'international de Westinghouse

Depuis trente ans, Westinghouse a participé au démantèlement d'un certain nombre de réacteurs, non seulement aux États-Unis, mais également dans de nombreux autres pays. Ils ont en particulier procédé sur Three Mile Island, aux découpes nécessaires à l'extraction du combustible et de la masse fondue de débris qui s'était accumulée en fond de cuve durant l'accident. Le tableau ci-après donne quelques références.

Pays	Centrale	Réacteur	Projet	Technique utilisée
États-Unis	Three Mile Island 2	REP	1986 – 1989	Plasma
États-Unis	Fort St Vrain	Graphite-gaz	1990 – 1992	Plasma
États-Unis	Shoreham	REB	1991 – 1993	Plasma

Pays	Centrale	Réacteur	Projet	Technique utilisée
États-Unis	Yankee Rowe	REP	1992 – 1994	Plasma
États-Unis	Trojan	REP	1985 – 1996	Jet d'eau abrasif
États-Unis	Connecticut Yankee	REP	1999 – 2002	Jet d'eau abrasif
États-Unis	San Onofre 1	REP	2001 – 2002	Jet d'eau abrasif
États-Unis	Big Rock Point	REB	2002 – 2003	Électro-érosion
États-Unis	Grand Gulf	REP	2011 – 2012	Découpe mécanique
États-Unis	Peach Bottom	REP	2013 – 2014	Découpe mécanique
Japon	Fukushima Daiichi 2	REB	1999	Découpe mécanique
Allemagne	Karlsruhe	Sodium	2001 – 2005	Découpe mécanique
Suède	Forsmark 1, 2, 3	REB	2000 – 2012	Découpe mécanique
Suède	Oskarshamn 1, 2, 3	REB	2003 – 2014	Découpe mécanique
Suisse	Mühleberg	REB	2013 – 2014	Découpe mécanique
Finlande	Okiluoto 1, 2	REB	2004 – 2013	Découpe mécanique
France	BCOT	REP	2010 – 2015	Découpe mécanique
France	Chooz A	REP	2010 – 2019	Découpe mécanique
Espagne	Zorita	REP	2010 – 2015	Découpe mécanique

Les procédés de découpe ont évolué dans le temps. Pour les premiers démantèlements, la torche à plasma était utilisée. C'est une technologie rapide et puissante, mais un peu difficile à maîtriser. Par exemple, des aléas sont survenus avec des débris propulsés par le gaz de la torche vers le haut, ce qui rendait leur collecte plus difficile et faisait perdre la protection biologique assurée par l'eau de la piscine. On est donc passé ensuite à la découpe par jet d'eau abrasif, qui était efficace, précise et bien contrôlable. En revanche, l'utilisation d'abrasif entraîne la création de déchets secondaires actifs, en quantité importante, et cette technique a aussi été délaissée. Dernièrement, les coupes ont plutôt été effectuées par des procédés mécaniques : sciage, fraissage ou cisailage. Dans certains cas complexes, des outils de découpe spécifiques doivent être mis au point et utilisés. Ces méthodes sont plus lentes mais génèrent moins d'aléas, moins de rejets gazeux et moins de déchets secondaires.



Figure 6.6
Découpe sous eau, avec colisage.

Il est à noter que c'est le colisage final des déchets qui doit déterminer le mode de découpe de manière à séparer dès ce stade les déchets d'activité différente qui seront aussi gérés ultérieurement suivant des filières différentes. Le travail de préparation est donc primordial.

6 | Cas particulier des réacteurs rapides à sodium

Sur les 19 réacteurs sodium ayant fonctionné dans le monde, treize sont démantelés ou en cours de démantèlement. Cette grande expérience a été partagée au niveau international et a permis de dégager une méthodologie reconnue pour ce type de réacteur.

Le démantèlement du réacteur EBR1 avait initié une méthode générale qui sera reprise par la suite, parfois avec quelques variantes, sur les autres réacteurs :

- enlèvement du cœur et des couvertures. Lavage et évacuation des assemblages ;
- destruction du sodium du circuit secondaire qui n'est pas, ou très peu, actif. Pour cela un procédé de destruction avec de l'eau existe (en France, le procédé NOAH). Dans certains cas, à BN350 par exemple, le sodium secondaire a simplement été réutilisé dans l'industrie ;
- enlèvement, lavage et évacuation de tous les composants démontables du circuit primaire, ainsi que des différentes parties du circuit secondaire, et des circuits auxiliaires ;
- si nécessaire, purification du sodium primaire par des pièges à césium, avant sa destruction ;
- lavage de la cuve primaire par CO₂ humide. Dans certains cas, un noyage en eau a été utilisé mais il faut bien être sûr, alors, des quantités de sodium résiduelles et de leur localisation. Il est à noter que sur KNK II, où la cuve n'avait pas été lavée avant la découpe, de nombreuses difficultés techniques sont survenues et ont ralenti le chantier ;
- opérations de découpe, qui peuvent se faire sous eau, si nécessaire, pour la protection biologique ;
- traitement des pièges froids qui contiennent du tritium et un certain nombre d'impuretés. Sur ce point, différents procédés ont été utilisés, dépendant principalement des impuretés contenues dans ces pièges et des possibilités de relâchement du tritium.

En conclusion, le démantèlement de ce type de réacteur dispose d'une méthodologie éprouvée.



Figure 6.7

Installation de destruction du sodium par hydrolyse, utilisée à Superphénix.

Conclusion

Un grand nombre de réacteurs et d'installations nucléaires ont été démantelés dans le monde et un retour d'expérience important existe à ce sujet. Les techniques utilisées sont robustes et opérationnelles.

En France, la loi TSN 2006-686 du 13 juin 2006 formalise et précise les dispositions pour la délivrance d'un décret d'autorisation de démantèlement d'une INB. C'est le décret « procédures » (2007-1557 du 2 novembre 2007) qui définit le contenu du dossier démantèlement nécessaire à l'obtention de cette autorisation permettant de commencer les travaux.

On notera aussi que, sur cette base, l'ASN a publié deux guides :

- *mise à l'arrêt définitif, démantèlement et déclassé des installations nucléaires de base ;*
- *méthodologies d'assainissement complet acceptables dans les installations nucléaires de base en France.*

Ce retour d'expérience montre qu'il est primordial, avant d'engager un chantier, de disposer d'une bonne caractérisation de l'installation. Sur cette base, les études doivent permettre de simuler toutes les opérations de découpe, jusqu'au colisage final des déchets. C'est ce colisage qui va formater les opérations de découpe optimisées.

Ce sont généralement ces études qui permettent d'obtenir les autorisations nécessaires des autorités, avant ouverture du chantier.

La qualité de la caractérisation et des études permet alors de minimiser les aléas, jusqu'au départ des colis vers les exutoires correspondant à la réglementation en vigueur dans le pays concerné.

La R&D doit s'inspirer de ce retour d'expérience, pour en déduire les points d'amélioration possibles. Ces améliorations sont principalement en amont des chantiers :

- mesures plus rapides, moins chères, plus nombreuses permettant une caractérisation de l'installation meilleure, mais aussi plus rapide, moins chère et plus fiable ;
- possibilité de simulation poussée des chantiers, pour améliorer la dosimétrie, vérifier la faisabilité et fiabiliser le processus proposé en diminuant les aléas ultérieurs ;
- développement de procédés de découpe mécanique améliorés, voire robotisés, pour augmenter les vitesses d'intervention.

CHAPITRE 7

Formation et enseignement

Yves Bamberger

PLAN DU CHAPITRE

- 1 Qui s'en occupe ?
 - 2 Quelques particularités des formations du domaine du démantèlement des installations nucléaires
 - 3 Panorama d'ensemble des formations
- Conclusion

1 | Qui s'en occupe ?

Les formations dans le domaine des « sciences et techniques du démantèlement » ne se sont développées en France réellement que depuis une quinzaine d'années en raison des besoins industriels, alors que les formations dans les domaines du nucléaire en général sont beaucoup plus anciennes. À titre d'exemple, l'Institut national des sciences et techniques nucléaires (l'INSTN), élément central du dispositif de formation français de la filière nucléaire, rattaché au CEA, a été fondé en 1956.

Présent dans tous les domaines du nucléaire, cet institut propose des formations initiales (licences pro, ingénieurs, masters...) et continues sur cinq sites répartis sur le territoire français. De nombreux autres acteurs sont actifs dans ces domaines : des universités et des écoles d'ingénieurs, mais aussi des lycées et des centres de formation professionnelle forment des BTS en « environnement nucléaire ».

Au niveau français, plusieurs comités et organisations traitent de la formation pour la filière nucléaire. Ces instances travaillent sous couvert des ministères de l'Éducation nationale et de l'Enseignement supérieur et de la Recherche et en liaison avec les industriels, tout spécialement EDF, Areva et le CEA. Parmi eux :

- le **CSFN** (Comité stratégique de la filière nucléaire) et en particulier le GT2 (compétences et formation) créé à la demande du Conseil de politique nucléaire du 21 février 2010 ; il réunit l'ensemble des acteurs de la filière nucléaire (exploitants, sociétés d'ingénierie, fabricants d'équipements, donneurs d'ordre, instituts de formation supérieure, organisations professionnelles, représentants des ministères concernés...) ; l'un de ses objectifs est de développer l'attractivité de la filière, de valoriser ses métiers techniques et scientifiques et de mettre à disposition un panel de formations adaptées aux besoins du pays dans les divers champs d'application de l'énergie nucléaire (production d'électricité, appareils médicaux...) ;
- l'**I2EN** (Institut international de l'énergie nucléaire), créé en 2011, dont la mission principale consiste à coordonner et à superviser les formations nucléaires diplômantes avec une responsabilité d'évaluation et de labellisation des formations pour répondre au besoin national et accompagner la filière à l'export ;
- l'**EMEIN** (Enseignement des métiers de l'exploitation des installations nucléaires), groupement réunissant les exploitants nucléaires, leurs sous-traitants et les académiques, animé par l'INSTN qui a créé des

stages de formation continue, notamment dans le domaine du démantèlement et de la gestion des déchets.

Globalement, les formations sur le domaine du démantèlement ont bénéficié de la relance de l'ensemble des formations sur les domaines du nucléaire par les industriels, notamment EDF, en vue du remplacement de la génération du baby-boom d'après-guerre.

2 | Quelques particularités des formations du domaine du démantèlement des installations nucléaires

Un premier point à noter : la problématique du démantèlement est intrinsèquement liée à celle des déchets (conventionnels, radioactifs) et sur le plan pratique et en termes de coûts et de délais (gestion, radioprotection, conditionnement, filière d'évacuation). L'optimisation des processus de démantèlement prend en compte celle des déchets. De plus, le démantèlement nécessite aussi l'assainissement du site, son « retour au vert ». Dans ce qui suit, on écrit « démantèlement » pour être plus concis, mais il faut donc penser « démantèlement, assainissement et déchets ».

Second point. Toute formation s'articule sur le « triptyque des trois savoirs » : « transmission des savoirs – savoir-faire – savoir-être » ; les deux dernières composantes ont un poids extrêmement important dans le démantèlement, compte tenu des métiers et des risques associés. Le vécu, la réalité du terrain, le retour d'expérience sont des facteurs essentiels de la transmission des trois savoirs !

Les conséquences en sont :

- le besoin d'un corps enseignant constitué à la fois d'académiques d'une part et d'experts et de professionnels de l'industrie (EDF, Areva, CEA, Andra et leurs sous-traitants...) pour une partie des cours, en prise directe avec les projets de démantèlement. Les métiers consistent à gérer des incertitudes, des aléas, des historiques plus ou moins bien connus, donc nécessitent de savoir s'adapter à la réalité – même si les progrès dans les outils d'observations et de mesures *in situ*, facilitant l'anticipation, ont beaucoup progressé ;
- l'importance d'une dimension « pratique et terrain », que les apprenants développent par des travaux pratiques, des exercices en chantiers écoles (environnement qui reproduit la réalité, sans la radioactivité), l'utilisation des technologies numériques (outils de conception et de simulations sur ordinateurs, *serious games*, salles immersives, etc.) et le

recours à des méthodes pédagogiques innovantes (apprentissage par problèmes et par projets, pédagogie inversée...);

- l'intérêt de l'apprentissage. La formation par alternance en entreprise, à tous les niveaux (BTS, licence, master, formation d'ingénieurs), est particulièrement adaptée à l'acquisition des compétences dans ce domaine très particulier (les connaissances théoriques doivent se challenger en permanence avec une réalité de terrain).

Cette dimension « pratique et terrain » ne doit pas faire oublier la nécessité d'acquérir des connaissances théoriques solides dans les sciences et les techniques, notamment mais non exclusivement pour les ingénieurs : physique nucléaire, radioprotection, instrumentation, génie civil, génie mécanique, génie des procédés, mais aussi gestion de projet, gestion et optimisation d'opérations complexes, réglementation, facteur humain et organisationnel. L'adossé à la R&D (nouvelles techniques de découpe, développements de la robotique, nouveaux procédés de décontamination, instrumentation, etc.) et la compréhension de l'importance des progrès qu'elle permet sont essentiels.

Pour concevoir les formations dans ce domaine, ont été définies et structurées des référentiels métiers-compétences. Ceux-ci ont été élaborés par les partenaires industriels (Areva, EDF, CEA, Andra et les organisations rassemblant les entreprises sous-traitantes) et les organismes compétents pour répondre à un besoin de plus en plus impérieux : former des professionnels capables de relever les défis du démantèlement en termes de coût, de technique et de délais.

3 | Panorama d'ensemble des formations

Sur le site de l'Onisep [<http://www.onisep.fr/>], on trouve plus de 130 fiches métiers et fiches formation (qui donnent les liens vers les établissements d'enseignement et les métiers qu'ils préparent) sous la rubrique « démantèlement nucléaire ». Ceci montre que l'offre est large en termes de métiers et géographiquement répartie, avec des établissements souvent proches de sites nucléaires pour les formations de techniciens – celles-ci n'étant pas spécifiques des problématiques de démantèlement.

Le *bac professionnel* dit en « Environnement nucléaire » de l'Éducation nationale est réparti sur le territoire dans une douzaine d'établissements : Bagnols-sur-Cèze, Blaye, Cherbourg, Dieppe, Dunkerque, Gien, Givet, Le Creusot, Montélimar, Obernai, St-Dizier, Thionville. L'effectif est en progression constante depuis 2008 (46 inscrits/33 admis en 2008, 114 inscrits/93 admis en 2013).

Le *brevet de technicien supérieur* en « Environnement nucléaire » de l'Éducation nationale est réparti sur le territoire dans dix établissements : Bagnols-sur-Cèze, Dieppe, Le Creusot, Montélimar, Montereau, Obernai, St Dizier, Thionville, et forme une centaine de jeunes chaque année.

Parmi les *licences professionnelles*, on peut citer :

- la licence pro AGEDDEN (« Assainissement, gestion des déchets et démantèlement en environnement nucléaire ») assurée par l'université de Caen Basse-Normandie avec l'INSTN. Elle accueille entre 10 et 15 étudiants par an à Cherbourg-Octeville et irrigue le bassin d'emploi régional (Areva La Hague, DCNS...), principalement le réseau des entreprises sous-traitantes ;
- la licence pro L3D (« Métiers du démantèlement, des déchets, de la dépollution et de la maîtrise des risques ») de l'université de Nîmes avec l'INSTN. Elle accueille entre 20 et 25 étudiants chaque année, majoritairement en apprentissage. Les débouchés de ces « assistants ingénieurs » sont principalement dans les entreprises sous-traitantes des grands donneurs d'ordre ;
- la licence pro RD2 (« Radioprotection, démantèlement et déchets nucléaires ») de l'université Claude-Bernard Lyon 1, qui a accueilli 13 étudiants en 2013-2014, en apprentissage (mi-temps en entreprise).

En ce qui concerne les *masters* abordant le domaine du démantèlement et du traitement des déchets, ils sont sur un champ plus large que ces sujets, qu'ils soient consacrés principalement au nucléaire ou à l'énergie ou encore à des problématiques industrielles. Plusieurs ont des spécialisations dédiées. Parmi eux :

- le *master ITDD* (« Ingénierie, traçabilité, développement durable »), assuré par l'université Joseph-Fourier de Grenoble avec l'INSTN, rassemble 50 à 55 étudiants par an, répartis dans trois spécialités : ADIN (« Assainissement, démantèlement des installations nucléaires »), GEDE-RA (« Gestion des déchets radioactifs ») et SN (« Sûreté nucléaire »). Comme les autres masters, c'est une formation en deux ans, de niveau bac +5, mais réalisée en apprentissage ;
- le *master « Nuclear Energy », spécialité DWM (Decommissioning Waste Management)* de l'université Paris-Saclay. Cette spécialité est plus particulièrement coordonnée par Centrale-Supélec et l'École des Ponts-ParisTech avec l'INSTN. Le parcours DWM rassemble 10 à 15 étudiants, pour une capacité d'accueil de 25 étudiants. Typiquement, près de la moitié des enseignants est issue des industriels de la filière. C'est une formation internationale : la moitié environ des étudiants sont étrangers

non francophones (Indiens, Brésiliens, Américains, Espagnols, Italiens, Anglais, Tchèques, Polonais, Macédoniens, Grecs...) et tous les cours sont donnés en anglais. Les responsables du master développent une politique de relations internationales (Inde, Chine, Brésil, Espagne, Pologne, Suède, Turquie, Royaume-Uni) ;

- *le master « MARS », « Master applications et recherches subatomiques »* de l'université de Nantes avec l'École des Mines de Nantes et l'IN2P3 a, parmi ses trois options, une option intitulée « Démantèlement et modélisation nucléaires » (DMN), ouverte en 2013. Les cours sont en français. La formation en alternance y est possible ;
- *la formation d'ingénieurs par apprentissage GIN (« Génie des installations nucléaires »)* de l'École des Mines de Saint-Étienne en convention avec l'INSTN. C'est une formation en trois ans par apprentissage (alternance 50-50 en entreprise). La formation spécifique « démantèlement, assainissement, gestion des déchets » a lieu principalement en troisième et dernière année. L'effectif est d'une soixantaine d'apprentis par an, auxquels s'ajoute une douzaine de stagiaires en formation continue ;
- *la formation d'ingénieur par apprentissage STN (« Sciences et technologie du nucléaire »)* du Cnam, en convention avec l'INSTN et le Cesi avec alternance 50-50 en entreprise. Il existe une spécialisation « Assainissement, démantèlement, gestion des déchets » qui se déroule essentiellement en 3^e année. L'effectif en est de 20 étudiants par an.

Nombre des formations précédentes sont non seulement des formations initiales mais peuvent être des formations suivies par des professionnels. La formation continue est aussi de plus en plus développée par les entreprises concernées, en interne ou avec les organismes d'enseignement précédents. En outre, l'INSTN organise chaque année une trentaine de stages de formation au format interentreprises, en dimension nationale ou internationale. En plus des enseignants de l'INSTN, des agents du Ciden, centre d'ingénierie d'EDF dédié au démantèlement des centrales nucléaires, interviennent fréquemment. Pour les stages courts, l'objectif est d'acquérir, ou d'approfondir, des connaissances de base sur une des thématiques de démantèlement (« Organisation et conduite de projets de démantèlement », « Initiation au démantèlement des installations nucléaires », « *Dismantling experience of nuclear facilities* », « *Nuclear waste management* »...).

Conclusion

Les priorités de formation indiquées en 2014 par le CSFN ne mentionnent pas le démantèlement directement comme étant sous très forte tension par manque de formation. Par ailleurs, les chiffres d'insertion professionnelle fournis par les acteurs des formations sont très bons, ce qui montre l'adéquation entre les formations et les besoins de l'industrie.

D'autres critères que les débouchés rendent ces formations attractives : la pluridisciplinarité, l'approche système, le développement de solutions techniques originales, l'importance de la modélisation et de la simulation. Le métier peut s'exercer dans le domaine de la recherche, de la conception, du bureau d'étude ou sur le terrain. C'est un domaine où l'ascenseur social fonctionne plutôt bien, parce qu'il valorise beaucoup les qualités de rigueur, de prise de responsabilité, d'autonomie, de créativité, d'esprit d'équipe et d'efficacité.

Malgré tous ces facteurs favorables, validés par les faits, les formations ont du mal à se remplir pour suppléer complètement aux besoins. Au-delà des questions d'attractivité des carrières scientifiques et techniques, ces formations souffrent d'un triple handicap : l'image du nucléaire n'est plus celle d'une technologie avancée ; ce n'est plus non plus celle d'une technologie « désirable », au moins pour une partie des jeunes ; enfin, le démantèlement ne bénéficie pas d'une image de haute technologie : même si c'est pour un retour « au vert », il est plus noble et valorisant de construire que de déconstruire ! Les efforts de communication importants de tous les acteurs restent indispensables.

L'auteur remercie chaleureusement X. Vitart de l'INSTN (CEA), E. Morange du Ciden (EDF) et B. Reynier de l'Ensta qui lui ont fourni nombre d'éléments de ce texte.

CHAPITRE 8

Prospectives

G rard Laurent

PLAN DU CHAPITRE

- 1 Besoins en matière de R&D et d'innovation dans le cadre du déclassement
 - 1.1. Introduction
 - 1.2. Contenu du rapport
 - 2 Intégration du démantèlement lors de la conception des installations nucléaires
 - 2.1. Introduction et enjeux
 - 2.2. Contexte international
 - 2.3. Contexte réglementaire
 - 2.4. Orientations et recommandations
 - 3 Réacteurs (EPR, AP1000, ASTRID et RJH)
- Conclusion
- Références

1 | Besoins en matière de R&D et d'innovation dans le cadre du déclassement

1.1. Introduction

L'approche actuelle concernant la décontamination et le démantèlement (D&D) reste intensive en consommation de main-d'œuvre et cela suggère que les travaux de recherche et de développement (R&D), s'orientant vers des processus et des technologies de démantèlement plus efficaces, pourraient procurer des avantages considérables aux projets de D&D actuels et futurs.

Certaines améliorations s'imposent pour réduire les centaines de milliards d'euros qui seront nécessaires pour déclasser les installations actuellement à l'arrêt et procéder à la future fermeture des sites dans le monde entier. Ce rapport OCDE/AEM concerne les enjeux et les activités de démantèlement, susceptibles de tirer avantage des travaux de R&D, et résume les technologies émergentes applicables et les efforts de recherche déployés afin de constituer un socle de connaissances concernant l'état de la R&D et de la technologie en matière de démantèlement.

Ces connaissances de base ont servi à établir un consensus international sur les travaux de R&D méritant l'octroi d'un financement et sur la façon de collaborer et d'optimiser l'enveloppe limitée du budget de la R&D disponible parmi les États membres de l'OCDE pour effectuer des travaux de R&D en matière de démantèlement nucléaire.

1.2. Contenu du rapport

Ce rapport comporte sept chapitres, une introduction, cinq thèmes et une conclusion. Chaque thème traite des défis rencontrés, des recommandations actuelles relatives à ce thème, des technologies novatrices actuellement applicables et des travaux de R&D en cours. Dans la mesure du possible, la source de l'information et son URL sont référencées pour faciliter la récupération directe des données afin d'effectuer une évaluation plus détaillée via internet.

En accord avec les différents États membres de l'OCDE, chaque thème se conclut par des suggestions pour les futurs travaux de R&D et les domaines de collaboration internationale, en fixant des livrables et des objectifs généraux, afin de contribuer à orienter les futurs travaux de R&D sur les problèmes nécessitant d'être résolus.

L'introduction aborde les cas des installations fermées en attente de démantèlement, les prévisions de futures fermetures et les coûts de démantèlement, projetés à l'heure actuelle et pour les décennies à venir. Les options de démantèlement, ainsi que les processus, les phases et les défis y afférents, sont également examinés.

Le thème 1 « Caractérisation et enquête préalable au démantèlement » s'intéresse à l'utilisation d'applications logicielles géostatistiques, de systèmes d'échantillonnage à distance et d'imagerie, et de nouvelles technologies d'analyses d'échantillons et de détection, permettant de déterminer de façon plus précise, rapide et rentable, les répartitions spatiales et les concentrations de contaminants. Ce thème traite également de la modélisation des nucléides mobiles et du besoin de développer une norme ou une approche internationale pour estimer les niveaux d'impuretés à l'état de traces, contenues dans les alliages et les bétons de réacteurs actifs.

Le thème 2 « Technologies de segmentation et de démantèlement » aborde les technologies couramment utilisées pour les tâches de segmentation et de démantèlement, et évalue l'utilisation de robots, de systèmes à distance et de technologies de découpe innovantes, telles que les scies à l'arc et les lasers pour la segmentation des pièces internes et de la cuve du réacteur. Les défis associés à la production, à la capture et au traitement des déchets secondaires générés par le recours aux technologies de découpe sont également abordés dans ce thème.

Le thème 3 « Technologies de décontamination et de restauration » couvre un large éventail de sujets. Parmi les sujets abordés, on peut citer notamment une meilleure compréhension des interactions chimiques et de la mobilité des contaminants avec les substrats, des processus chimiques et physiques susceptibles d'être utilisés pour la décontamination des matériaux de démantèlement tels que le béton, les métaux, le graphite, les fonds de réservoirs, les eaux souterraines et le sol. Ce thème traite également des technologies novatrices telles que les ligands se liant aux actinides, la décontamination et la taille au laser, ainsi que les nouvelles technologies cryogéniques. Ce thème évoque également les perspectives de développement du recours à la robotique et de renforcement de l'automatisation des processus modulaires de décontamination, dans le cadre du traitement des matériaux de démantèlement et de la restauration des eaux souterraines et du sol en vrac. Cela comprend des développements innovants dans l'utilisation des nanotechnologies, de la biorestoration et des fixatifs.

Le thème 4 sur la gestion des déchets concerne les défis et les technologies, ainsi que la recherche fondamentale (seul domaine où elle intervient), pour mieux comprendre les interactions à long terme entre les déchets, les emballages et les environnements autour des centres de stockage. Il s'agit

notamment des difficultés à gérer certaines formes de déchets comme les déchets mixtes, les matières organiques, les transuraniens, l'uranium appauvri, et les déchets de moyenne et de haute activité. Ce thème étudie également l'optimisation de la hiérarchie des déchets, grâce à l'amélioration et au renforcement de l'automatisation des technologies de manipulation, de ségrégation, d'emballage et de conditionnement des déchets.

Le thème 5 « Caractérisation du site et surveillance environnementale » met l'accent sur les problématiques et les technologies liées au mode « SAFSTOR », à l'état final et au post-démantèlement. Parmi les domaines explorés, on peut citer notamment la modélisation en 3D et les méthodes d'échantillonnage non intrusives appliquées à la caractérisation, l'usage actuel et les perspectives d'utilisation future de la robotique, y compris l'évolution rapide des capacités robotiques autonomes, l'application actuelle et les perspectives d'application future de la télédétection, de la télémessure et des technologies satellitaires en matière de caractérisation et de surveillance.

Ce thème étudie également les travaux actuels concernant la caractérisation, le devenir et le transport, ainsi que les capacités logicielles en matière de modélisation de l'exposition et leurs lacunes. Ce thème explore les travaux de R&D effectués afin de développer des codes modulaires mieux intégrés et plus souples, capables de mieux modéliser les sites complexes comprenant une multitude de sources de contamination et de conditions hydrogéologiques. La généralisation du recours aux capacités du *cloud computing* pour les modèles intermédiaires et l'accès aux supers ordinateurs au sein des institutions gouvernementales et de recherche pour les modèles complexes y sont évoqués, par exemple ceux présentant déjà une contamination du sol et des eaux souterraines, ainsi que des multiples sources à l'état final, comme les réservoirs ou les structures souterraines en béton contaminés.

La conclusion se concentre sur la réticence historique que manifeste la communauté nucléaire et de la R&D à intégrer et à investir dans de nouvelles technologies par rapport à d'autres activités telles que le premier équipement. Elle examine les obstacles à surmonter afin d'apporter des technologies et des solutions novatrices au profit du démantèlement nucléaire. Elle évoque également la nécessité de briser le cycle long et coûteux de la réinvention, qui mine les idées et les efforts actuellement déployés en matière de démantèlement sur la façon d'engager et de maintenir un cycle de déploiement et d'amélioration continue au sein de la chaîne logistique.

Elle s'intéresse également à l'historique des tentatives d'adaptation des technologies développées pour d'autres industries à des fins militaires, plutôt que de choisir des innovations fondamentales prometteuses et d'investir dans des travaux de R&D en aval de la filière pour concevoir des technologies spécialement adaptées au démantèlement et à l'industrie nucléaire.

Enfin, elle évoque les défis liés à l'application des nouvelles technologies dans le cadre des projets de démantèlement et la réticence aux risques que manifestent les responsables de démantèlement concernant l'adoption de nouvelles technologies dans le cadre de leurs projets. Le développement de technologies et processus innovants ne permettra pas de réduire les coûts, s'ils ne sont jamais adaptés sur le terrain et s'ils sont abandonnés, puis réinventés après chaque démantèlement. Si la part de R&D nouvelle et franchement innovante ne peut être niée (surtout dans les domaines de la concentration et des déchets), il faut signaler que le barycentre de ce qui est recherché est déjà existant dans les domaines nucléaires ou conventionnels mais actuellement pas usité pour le démantèlement.

En résumé, ce rapport démontre qu'il existe un large éventail de technologies actuelles et futures prometteuses, susceptibles d'être déployées dès maintenant ou développées à l'avenir, afin d'atteindre l'objectif de projets de démantèlement plus performants, moins coûteux, plus rapides et plus sûrs.

Le financement de travaux de R&D collaboratifs et ciblés, ainsi que la mise en œuvre de stratégies et de politiques de financement visant à déployer, tester, améliorer et redéployer les technologies sur les projets de démantèlement à grande échelle, seront nécessaires pour y parvenir.

2 | Intégration du démantèlement lors de la conception des installations nucléaires

2.1. Introduction et enjeux

La prise en compte du démantèlement dès la phase de conception a pour buts principaux de réduire la dosimétrie des opérations et la dose reçue par les futurs intervenants et de réduire le volume des déchets radioactifs et dangereux produits pendant le démantèlement. Concernant les futurs déchets produits, un des enjeux de cette intégration du démantèlement bien en amont concerne aussi le développement durable par une réflexion sur le recyclage, la production minimale de déchets pouvant être difficiles à éliminer, la production minimale de déchets secondaires ou induits et la limitation des incertitudes de caractérisation.

En France et dans le monde, cette prise en compte est désormais une obligation réglementaire. Elle permet d'optimiser la durée des opérations de démantèlement en les simplifiant dès la phase de conception et d'optimiser les coûts associés qui doivent être estimés dans la demande d'autorisation de création d'une installation nucléaire de base.

2.2. Contexte international

En 2010, l'IAEA et l'OCDE ont publié d'importantes recommandations relatives à la prise en compte du démantèlement à la conception [1, 2 et 3]. Ces recommandations, issues du retour d'expérience des principaux pays nucléarisés (Europe, Amérique du Nord, Asie), concernent les trois phases que connaîtra l'installation future : la conception, l'exploitation et le démantèlement.

Ces réflexions mettent aussi en évidence la nécessité, lors de la demande d'autorisation de création d'une nouvelle installation, de soumettre aux autorités de sûreté un plan de démantèlement. En France, ce plan est désormais obligatoire [5]. Il est établi à la conception, doit décrire les étapes du démantèlement et la façon dont seront gérés les déchets qui en sont issus. Pour l'IAEA et l'OCDE, **ce plan devrait être suffisamment précis pour permettre d'évaluer un coût de démantèlement et permettre aux pouvoirs publics d'anticiper la création des futurs centres de stockage.**

Les installations nucléaires à venir auront une durée de vie supérieure à celles déjà démantelées. La probabilité que leurs composants soient remplacés est donc supérieure. Or, il s'avère que les dispositions permettant le remplacement d'un composant facilitent leur démantèlement ultérieur. On peut par exemple, dès la conception, adopter une approche modulaire et prévoir un chemin d'évacuation de chaque composant (cf. design AP1000).

Un autre axe facilitant le démantèlement est de limiter la contamination durant l'exploitation de l'installation. Par exemple, le recours aux cuves, puisards, tuyaux et drains enterrés, qui recueillent des liquides par écoulement gravitaire, devrait être évité.

Dans la plupart des pays, les autorités de sûreté formulent deux exigences fondamentales à respecter en exploitation comme en démantèlement : réduire l'exposition des intervenants aux rayonnements ionisants et réduire la production de déchets radioactifs. Or, certains éléments présents sous forme de traces dans les matériaux de construction (le cobalt et le nickel par exemple) deviennent en cours d'exploitation des produits d'activation à vie longue. La conséquence est double : exposition accrue des intervenants et augmentation du volume de déchets. La proportion exacte des éléments étant souvent mal connue, conserver ses échantillons des matériaux de construction faciliterait la caractérisation radiologique future de l'installation à démanteler.

Enfin, il est conseillé de maintenir jusqu'à l'arrêt définitif une documentation précise de l'installation, incluant par exemple un modèle 3D. Il est aussi recommandé de conserver l'historique d'exploitation de l'installation, notamment des incidents de contamination ayant affecté les structures, le béton ou les sols.

2.3. Contexte réglementaire

À ces recommandations internationales s'ajoute le contexte français qui impose des obligations réglementaires aux exploitants nucléaires qui, dès la conception, peuvent avoir des impacts sur le démantèlement.

La loi dite « TSN » 2006-686 du 13 juin 2006 [6], impose que l'autorisation de création d'une installation nucléaire de base s'accompagne d'une démonstration de l'exploitant que « *les dispositions techniques ou d'organisation prises ou envisagées aux stades de la conception, de la construction et de l'exploitation ainsi que les principes généraux proposés pour le démantèlement (...) sont de nature à prévenir ou à limiter de manière suffisante les risques ou inconvénients que l'installation présente* ».

2.4. Orientations et recommandations

Dans la phase de conception et au travers d'une représentation fonctionnelle de l'installation, le démantèlement peut être considéré comme une fonction identique aux autres fonctions contraintes qui dimensionnent l'installation. Celle-ci devant être « démantelable », la capacité à être démantelée est donc une fonction **qui doit orienter les choix de conception**. Cette présentation très générale est accompagnée d'un premier constat précisant que les orientations pour la prise en compte du démantèlement en phase de conception rejoignent en partie les orientations de conception pour assurer la maintenance de l'installation en exploitation.

À ces considérations générales, s'ajoutent les notions de zonage de l'installation qui s'instruisent à la conception. Plus particulièrement, le zonage des déchets a un impact sur le démantèlement car il identifie l'orientation de la filière à déchets (nucléaire ou conventionnelle) selon la localisation de production du déchet dans l'installation. La réduction du zonage nucléaire et la limitation des composants potentiellement actifs sont à ce titre fondamentale (cf. design AP1000).

Sur la base du retour d'expérience des exploitants français et étrangers, plusieurs préconisations techniques peuvent être mises en exergue. Concernant les matériaux soumis à contamination potentielle, il doit être privilégié des matériaux limitant la fissuration, les phénomènes de corrosion et la porosité pour faciliter leur décontamination. Les nuances de matériaux soumis aux débits de fluence neutronique doivent être choisies pour limiter les phénomènes d'activations (limitation des impuretés Co, Ag, Ni...).

Les composants activés lors du fonctionnement de l'installation doivent être facilement accessibles pour optimiser les interventions de démantèlement ou de retrait simple. Les moyens d'intervention (ponts de manutention, trémies...) doivent être aussi adaptés à ce retrait, notamment pour les gros composants. Les zones potentiellement soumises à un risque de contamination (par exemple apte à manutentionner les GV comme les fuites) doivent être « décontaminables » par choix intrinsèque du matériau (par exemple : acier inoxydable) ou par revêtement de type « pelables ».

La conception des réacteurs nucléaires munis d'outils de levage performants est en progrès décisif.

Les équipements de l'installation servant pendant toutes les phases d'exploitation (fonctionnement et démantèlement) comme les ponts de manutention doivent être conçus pour une durée de vie supérieure à 60 ans.

La mise en place d'éprouvettes témoins en inactif et en conditions représentatives d'utilisation peut être aussi préconisée pour faciliter les caractérisations complémentaires ultérieures et suivre plus finement l'évolution d'un matériau ou d'une structure dans le temps.

Enfin une nouvelle composante du métier d'ingénieur d'ensemblier est d'intégrer celle de « désigner pour le démantèlement ».

3 | Réacteurs (EPR, AP1000, ASTRID et RJH)

La conception des réacteurs intègre les futures contraintes de démantèlement. Cet objectif d'éco-conception est axé sur l'aspect dosimétrique, volume de déchets et coût futur des opérations.

Le retour d'expérience acquis a été pris en compte. Il a conduit à orienter les travaux sur une réduction du terme source, une architecture mettant en œuvre des organisations facilitant la propreté radiologique et des dispositions facilitant les travaux de démantèlement.

De manière non exhaustive, les principales dispositions visant à réduire les termes sources radiologiques sont les suivantes :

- revêtements durs à base de stellite utilisés uniquement dans des zones « hors flux neutronique » ;
- utilisation du zinc dans l'eau primaire pour limiter les dépôts des produits de corrosion ;
- utilisation d'aciers à bas cobalt pour l'ensemble des internes de cuve particulièrement exposés au flux neutronique ;

- suppression des paliers de pompe en argent (responsable de pollution Ag 110m) ;
- vidange du sodium en limitant autant que possible les rétentions en cuve (ASTRID) ;
- limitation de la formation d’amas/dépôts de sodium en maîtrisant les températures des différents circuits/équipements et en permettant la chauffe de certaines zones critiques (ASTRID) ;
- conception des hottes blindées de manutention des gros composants visant à dissocier la fonction « protection biologique » (masse importante d’acier/plomb) de la fonction « confinement » pour séparer l’enveloppe de confinement (mince tôle d’acier) de la majeure partie de la protection biologique.

Sur l’EPR, les dispositions liées au design de l’installation ont également été prises. La conception du pressuriseur limite les zones mortes en permettant une vidange complète du circuit et donc les dépôts de produits de corrosion (grattons).

Le zonage déchets des installations EPR AP1000, RJH et ASTRID est optimisé, prévu dès les phases initiales, avant la mise en actif et intègre l’ensemble des phases de vie des installations pour l’ensemble des impacts environnementaux et radiotoxicologiques.

Conclusion

Jadis peu pris en compte par les concepteurs (c/en réacteur gaz-graphite), le démantèlement des installations nucléaire est désormais bien instruit dès la phase de conception. Cette instruction est imposée en partie par des obligations réglementaires qui s’imposent aux exploitants et par la réponse à des enjeux aussi fondamentaux que la réduction des doses, l’optimisation de la production des déchets et la sécurisation des coûts/plannings de démantèlement. La prise en compte du démantèlement dès la conception s’intègre dans une démarche d’écoconception qui intègre l’ensemble des phases de vie de l’installation.

Références

- [1] IAEA : TECDOC-1657 « Design Lessons Drawn from Decommissioning of Nuclear Facilities » (2010).
- [2] OCDE-AEN : NEA n° 6946 « Intégration du retour d’expérience du démantèlement à la conception et à l’exploitation des futures centrales nucléaires » (2010).

- [3] OCDE-AEN & IAEA : Brochure « Decommissioning Considerations for New Nuclear Plants » (2010).
- [4] Bn 3657 : Démantèlement des installations nucléaires, Techniques de l'ingénieur.
- [5] Décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et aux contrôles, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives.
- [6] Loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire.
- [7] Loi n° 2006-739 du 328 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs.

CHAPITRE 9

Le cas particulier des accidents graves

Jean-Pierre Pervès

PLAN DU CHAPITRE

- 1 Quelles différences entre démantèlement normal et démantèlement post-accidentel ?
 - 2 Quelques rappels d'accidents graves
 - 3 Retours d'expérience des accidents
 - 4 Retours d'expérience des mises en sécurité et des démantèlements après accident
 - 4.1. Three Mile Island (réacteur à eau pressurisée de 900 MW)
 - 4.2. Tchernobyl (réacteur graphite/eau de 1 000 MW)
 - 4.3. Fukushima (quatre réacteurs à eau bouillante de 400 à 550 MW)
- Conclusion et perspectives

1 | Quelles différences entre démantèlement normal et démantèlement post-accidentel ?

Peut-on comparer les opérations de démantèlement d'un îlot de centrale nucléaire normalement programmé, puis arrêté, et le démantèlement d'une telle installation après un accident grave conduisant à une fusion du cœur ?

Les circonstances sont bien sûr très différentes :

- d'une part, prévision, préparation, évaluation par l'Autorité de sûreté, technologies qualifiées, cycle des déchets maîtrisé, chantier confiné ;
- d'autre part, soudaineté des événements, difficulté à évaluer la situation, inaccessibilité, mesures d'urgence de protection du personnel et de la population, moyens techniques inadaptés, et étendue du territoire à gérer.

L'objectif d'une telle comparaison serait de rapprocher autant que faire se peut les moyens d'action dans ces deux situations si différentes, en s'appuyant sur les technologies développées pour les démantèlements programmés en fin d'exploitation, qui, elles, ont l'avantage d'être opérationnelles et qualifiées¹.

Pendant, les situations sont si différentes qu'il faut avoir recours à de nouvelles technologies. Par exemple :

- la dosimétrie sera beaucoup plus forte, les accès seront difficiles et de nouvelles techniques, largement télé-opérées et durcies aux rayonnements sont à développer ;
- les thématiques déchets seront également très différentes compte tenu de la présence d'un corium (mélange de cœur fondu et de matériaux divers) pour lequel une filière de traitement, entreposage et stockage devra être créée, et de quantités très importantes de déchets² radioactifs solides et effluents radioactifs liquides contaminés et parfois très irradiants ;
- en cas de contamination hors de la centrale, les autorités sont confrontées à la nécessité de décontaminer des lieux de vie et des sols sur de très grandes surfaces, situation complètement inconnue dans une hypothèse de démantèlement classique.

De manière générale, dans une situation classique de démantèlement de réacteur, le cœur de celui-ci, qui contient la quasi-totalité de la radioactivité,

¹ Guidez J. *et al.* (2013). Les défis du démantèlement, une réalité industrielle, des perspectives. *Revue générale nucléaire* n° 4.

² Les déchets d'un réacteur de centrale électronucléaire accidenté gravement contiennent en particulier des actinides (les isotopes du plutonium, de l'américium, du curium), des produits de fission (avec leurs descendants par désintégrations β , γ) et du tritium.

a été évacué, le volume irradiant étant limité à la cuve et sa proximité. Dans une situation accidentelle, une part qui peut être importante de l'inventaire radiologique du cœur est dispersée dans un volume plus ou moins grand (circuit primaire, enceinte de confinement et éventuellement environnement).

2 | Quelques rappels d'accidents graves

Une installation, hors réacteurs, a été accidentée avec un impact important sur l'environnement à Mayak³ en URSS en 1957 (explosion chimique d'une cuve de résidus du traitement de combustibles usés, contamination élevée d'un lac et d'une rivière et injection de liquides très radioactifs en profondeur), et a nécessité une évacuation durable des populations voisines.

Mais les trois accidents qui ont le plus marqué ont été Three Mile Island (TMI) aux États-Unis en 1979, Tchernobyl en URSS en 1986, et Fukushima au Japon en 2011⁴. Suite à ces accidents, les règles de conception, construction et exploitation des installations nucléaires, et des réacteurs en particulier, ont été profondément remaniées pour renforcer leur résistance et, parallèlement, les autorités de sûreté ont durci la réglementation et édicté de nouvelles

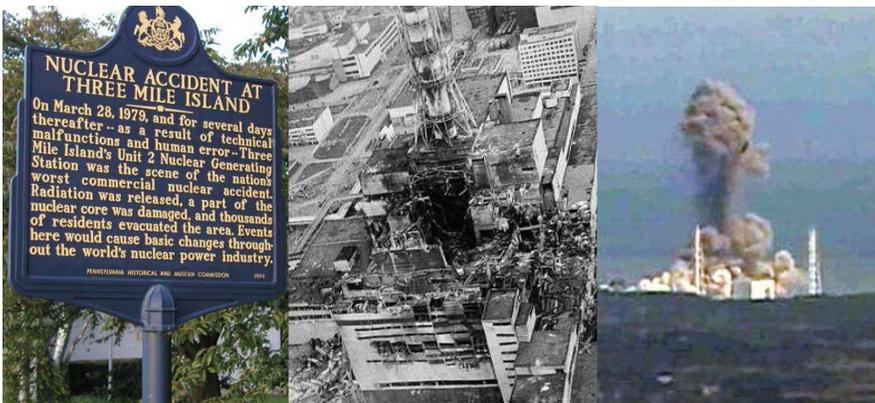


Figure 9.1
TMI, la centrale de Tchernobyl et une explosion H2 à Fukushima.

³ Voir : Kyshtym desaster http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/14/724059.pdf. Mayak est le nom du lieu-dit, situé près de la ville de Ozyorsk, Tchélyabinsk Oblast, le site de production de plutonium étant désigné par l'usine Mayak. Celle-ci est aussi désignée par Tchélyabinsk-40 ou Tchélyabinsk-65.

⁴ L'accident de Saint-Laurent-des-Eaux en 1969, classé au niveau 4 de l'échelle INES, n'a pas eu de conséquences notables sur l'environnement. L'accident de niveau 5 du réacteur graphite-gaz de Windscale en 1957, avec incendie du graphite, a eu des conséquences externes limitées.

normes. La prise en compte d'accidents graves dans les réacteurs, afin d'en limiter les conséquences, résulte d'une analyse du retour d'expérience de ces accidents du passé, très différents les uns des autres.

3 | Retours d'expérience des accidents

Ces accidents ont eu des origines très diverses, sur des réacteurs de puissance de conceptions assez radicalement différentes et ils ont eu des conséquences très inégales : on peut cependant en tirer des enseignements souvent très complémentaires, des retours d'expérience (REX), qui ont été analysés en grand détail en France par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) et son expert l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN, en concertation avec les exploitants, mais également par l'ensemble des instances scientifiques et techniques internationales)⁵.

Il en a résulté une amélioration continue des installations, destinée à limiter l'étendue des accidents en renforçant la fiabilité des moyens mis en œuvre pour assurer le refroidissement des cœurs en toutes circonstances, en protégeant l'intégrité des enceintes de confinement (limitation de la pression en cas d'accident et de l'accumulation d'hydrogène par des procédés d'absorption robustes en toutes circonstances) et en réduisant les rejets en cas de dégonflage d'enceinte.

Ces évolutions techniques ont été accompagnées d'un effort considérable pour améliorer les actions automatiques de protection du cœur des réacteurs et donner aux opérateurs les informations utiles, en cas d'anomalies, pour comprendre l'évolution de l'installation. Des simulateurs de conduite en situations accidentelles sont utilisés systématiquement pour entraîner les équipes de conduite.

En ce qui concerne le parc français de réacteurs électronucléaires, les améliorations résultant des deux accidents de TMI et Tchernobyl, entre 1980 et 2000, ont été jugées adéquates au regard des défaillances constatées en 2011 à Fukushima, mais un durcissement supplémentaire des installations a été décidé afin de s'assurer d'une protection satisfaisante de l'environnement (pas d'impact durable) quelle que soit la gravité d'un accident concernant toutes les tranches d'un site, avec fusion des cœurs. Ce « noyau dur » (système additif de réfrigération du cœur indépendant et durci) et des aides à l'exploitation en situation dégradée (protection du personnel et arrivée rapide d'équipes de soutien formées et équipées) sont déjà partiellement mis en place et devraient être achevés avec l'ensemble des visites décennales du parc producteur d'électricité de l'exploitant public de la France.

⁵ Voir dossier : Science of nuclear safety post-Fukushima, Guest editors Robert Dautray, Édouard Brézin. *C. R. Physique*, Académie des sciences, 13-4 (2012).

En ce qui concerne l'accident de Mayak, mais aussi des accidents plus limités de criticité ou d'irradiation par des sources radioactives, le REX concerne particulièrement les contrôles de criticité, la composition des boues et effluents de retraitement (évolution des compositions chimiques, qualité de la réfrigération et du brassage), et l'inventaire et le suivi des matières radioactives et des sources.

Toute réflexion sur le démantèlement d'installations accidentées gravement en France doit intégrer ces évolutions, nombreuses, car elles sont destinées à limiter les conséquences d'un éventuel accident grave.

4 | Retours d'expérience des mises en sécurité et des démantèlements après accident

Les démantèlements de réacteurs ou installations du cycle du combustible en fin d'exploitation sont déjà nombreux⁶ et les méthodes et équipements mis en œuvre sont déjà abondants. Mais l'accessibilité et les niveaux d'irradiation des réacteurs accidentés compliquent singulièrement les interventions et à ce jour aucun site accidentel n'a été totalement démantelé. Il est utile de donner un bref rappel de leur historique, des mesures de mise en sécurité et des premières étapes du démantèlement dans chaque cas.

4.1. Three Mile Island (réacteur à eau pressurisée de 900 MW)⁷

Séquence accidentelle

Cet accident grave a commencé par un simple incident d'exploitation, une défaillance de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur. Les automatismes de sûreté ont fonctionné parfaitement, mais deux défaillances successives ont conduit à l'accident grave : un oubli par un opérateur de commande d'ouverture d'une vanne, conduisant à une ouverture de la vanne de décharge du pressuriseur, suivie du coincement de celle-ci en position ouverte. L'analyse de cette succession d'événements a révélé que les opérateurs se sont appuyés sur de fausses informations, et qu'ils manquaient de renseignements sur l'état du cœur. Malgré une fusion partielle du cœur et d'importants relâchements de radioactivité dans l'enceinte de confinement, les conséquences radiologiques dans l'environnement ont été faibles. Elles n'ont pas conduit à l'évacuation des populations⁸.

⁶ Voir l'annexe 1 du chapitre 1 du présent ouvrage.

⁷ Accident de Three Mile Island : IRSN - Three Mile Island Unit 2, Recovery and clean up, by Chuck Negin, Washington Grove, Maryland, USA, charles.negin@gmail.com; – http://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/Les-accidents-nucleaires/three-mile-island-1979

⁸ Évacuation des populations : *Three Mile Island; the human dimension*, edited by Vivian Shelanski.

Après l'accident, le cœur était partiellement dégradé : les deux images (figure 9.2) présentent un schéma grossier de l'intérieur de la cuve de TMI avec la cavité dans le cœur et une photographie du fond de la cuve (au niveau du plénum supérieur) sur lequel sont plaquées les aiguilles combustibles brisées (11 mm de diamètre).

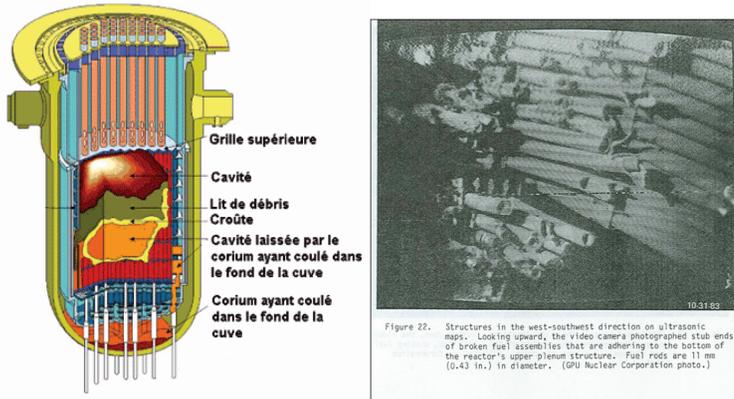


Figure 9.2

Le cœur de TMI – vue générale illustrant les dégâts et photo du fond de la cuve.

Mise en sûreté de l'installation

L'exploitant disposait d'une journée environ pour mettre en place une réfrigération pérenne du cœur, qui a commencé à se dégrader avec début de constitution d'un corium⁹, et pour éviter un perçage du fond de la cuve. Pré-occupation supplémentaire, limiter la montée en pression du circuit primaire et la production d'hydrogène. Après cette mise en sûreté de l'installation, les travaux de démantèlement ont pu être étudiés, en prenant en compte la décroissance de puissance résiduelle¹⁰ du cœur.

Tableau 9.2

Décroissance de la puissance résiduelle d'un réacteur de 1 000 MW.

Temps après l'arrêt	1 heure	1 jour	1 mois	1 an	3 ans	10 ans
Puissance résiduelle (kW)	40 000	16 000	4 000	280	50	28

⁹ Corium : mélange de combustible, de zirconium métallique ou oxydé et de matériaux des internes de la cuve.

¹⁰ Voir l'encadré 2 de : Réflexions sur l'avenir de l'énergie nucléaire, de la France d'aujourd'hui au monde de demain : II^e à IV^e génération, par Robert Dautray, Jacques Friedel et Yves Bréchet. C. R. Physique 13-5 (2012), 480-518.

Premières étapes de démantèlement

Il est difficile d'envisager une évacuation du corium avant un délai d'au moins 4 à 5 ans, en raison de la puissance résiduelle, d'autant plus que les intervenants bénéficient parallèlement d'une réduction par décroissance radioactive de l'inventaire radiologique, qui rendra les opérations de décontamination et l'accès plus faciles.

Dans le cas des PWR, contrairement aux BWR de Fukushima, la cuve est surmontée d'une piscine profonde qui permet une ouverture sous eau du couvercle de cuve.

À titre d'exemple, les opérations d'extraction du corium de TMI (1979) ont suivi le calendrier suivant :

- première inspection du bâtiment réacteur fin 1979 ;
- 1980 : relâchement contrôlé de l'atmosphère du bâtiment réacteur pour évacuer le krypton 85, un gaz rare de période 10,7 ans, et permettre un premier accès aux décontamineurs ;
- 1981 : épuration des eaux contaminées (23 000 m³ pour extraire principalement le césium et le strontium) ;
- 1982 : première inspection de l'intérieur de la cuve sans l'ouvrir (vide de 9,5 m³ dans le cœur ;
- 1984 : ouverture de la cuve sous eau ;
- 1985 : exploration du fond de cuve (20 tonnes de débris et un corium solidifié) avec une activité de 35 mSv/h dans le hall ;
- de fin 1985 à 1986 : évacuations de 342 assemblages et des débris du cœur ;
- depuis 1991 : surveillance à long terme après épuration des eaux résiduelles et prise de « dispositions » vis-à-vis d'un résiduel du corium d'environ 1 %.

Ce démantèlement a été largement documenté et un inventaire établi pour les équipes de Fukushima¹¹. De nombreux rapports détaillés peuvent être trouvés sur le site du gouvernement américain¹². Cet accident, sans doute le plus représentatif pour nos installations, a eu trois caractéristiques particulières :

- c'était le premier de ce type, avec très peu de retours d'expérience d'accidents antérieurs, tous de niveau 4 ou 5 seulement ;

¹¹ <http://jolisfukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/ird/sanko/file34.pdf>

¹² <http://www.science.gov/topicpages/m/mile+island+cleanup.html>

- les technologies de téléopération étaient encore embryonnaires ;
- le volume contaminé (aérien ou aquatique) était bien au-delà des REX ;
- les déchets, hautement radioactifs, étaient de compositions souvent inconnues.

Ce bilan est très important, car il pose des questions¹³ auxquelles il serait nécessaire de répondre en cas d'éventuel accident grave similaire : maîtrise de la température du corium et des émissions d'hydrogène (avec son accumulation), détermination des contaminations résiduelles et éventuels rejets concertés pour permettre un accès aux opérateurs (niveau, information des populations, décision et suivi), épuration multi-nucléides des eaux contaminées, accès pour diagnostics avant ouverture de la cuve, moyens de décontamination (télé-opérés puis éventuellement manuels), diagnostics détaillés après ouverture de la cuve, moyens automatisés d'extraction des combustibles restants (intacts ou non) et du corium (cartographie du corium, caractéristiques physicochimiques, moyens de découpe, mise en conteneur), châteaux de transfert, mise en état sûr et surveillance de l'installation dans l'attente d'un démantèlement probablement beaucoup plus tard, après des études détaillées.

4.2. Tchernobyl (réacteur graphite/eau de 1 000 MW)¹⁴

Séquence accidentelle

Cet accident a frappé en 1986 un réacteur de conception très différente de ceux construits en France¹⁵, avec un cœur UO₂ faiblement enrichi dans une matrice graphite (faisant office de modérateur des neutrons) avec l'eau comme réfrigérant. La fusion du cœur et l'explosion, de nature chimique (explosion vapeur et hydrogène), ont résulté d'un emballement de la puissance (réactions en chaîne de l'uranium produisant de l'énergie de fission, à laquelle participe

¹³ Ces questions ont été étudiées dans : 1 : Perrow C. (1999). *Normal accidents, living with High risk technologies*. Princeton University Press. Ces réflexions ont été reprises, dans un contexte plus général, dans : 2 : Perrow C. (2007-2011). *The next catastrophe: reducing our vulnerabilities to natural, industrial, and terrorist disasters*. Princeton University Press. 3: Posner R. A. (2004). *Catastrophe, risk and response*. Oxford University Press.

¹⁴ http://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/Les-accidents-nucleaires/accident-tchernobyl-1986/consequences-homme-environnement/Documents/irsn_tchernobyl_17-ans-apres.pdf

¹⁵ Le concept de réacteur de Tchernobyl n'a été construit qu'en Union soviétique et dans les pays de l'Europe de l'Est alliés.

le plutonium¹⁶ formé *in situ* par captures des neutrons sur l'isotope 238 de l'uranium) suite à un non-respect délibéré des règles de conduite.

Le principal REX de Tchernobyl concerne les plans d'urgence, la mise à l'abri des opérateurs et de la population sur de vastes espaces, l'évaluation des conséquences radiologiques, considérables compte tenu de l'excursion de puissance et du relâchement très rapide de la quasi-totalité des produits de fission (PF) volatils et gazeux mais également du rejet d'une portion significative des PF non volatils et des combustibles.

Mise en sécurité

Les opérations de mise en sécurité ont consisté principalement en une évacuation de la population, puis, au niveau du réacteur, à un certain nombre d'actions d'urgence pour freiner les rejets radioactifs, confiner l'ensemble et redonner une certaine accessibilité autour de la zone du réacteur accidenté et de son site. Des décisions très difficiles ont été nécessaires avec des dépassements de doses considérables pour le personnel d'intervention dans les premières semaines, puis pour gérer une population très importante de « liquidateurs », 600 000 en quatre ans, exposés à de fortes densités de radiations, avec une protection radiologique minimale, gravement insuffisante. En sept mois, et dans l'urgence tragique, ceux-ci vont bâtir un « sarcophage » sur l'enceinte éventrée du réacteur, renfermant 190 tonnes environ de combustible nucléaire.

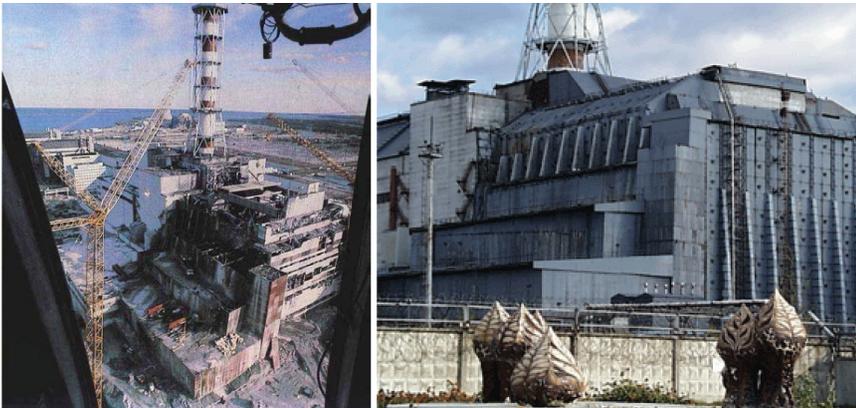


Figure 9.3

Vue du réacteur quelques semaines après l'accident et après construction du premier sarcophage.

¹⁶ Cette précision est importante car ce plutonium sera dispersé par le considérable dégagement d'énergie de l'accident et déposé sur des surfaces substantielles, seul cas de tel phénomène dans un accident grave de réacteur à ce jour.

La contamination des sols sera principalement gérée par grattage des zones les plus actives et empilement des terres correspondantes dans des zones réservées. Après assainissement du site de la centrale, les trois autres réacteurs ont été redémarrés et ont été exploités respectivement jusqu'à 1991, 1996 et 2000.

Le corium solidifié est localisé au fond du bloc réacteur sous forme d'un magma de composition complexe (figure 9.4), mais, 29 ans après l'accident, aucune action n'a pu être encore entreprise pour le récupérer et démanteler l'ensemble du réacteur. Le risque de criticité suite à un effondrement du corium en présence d'eau est considéré comme très faible.



Figure 9.4

Le corium de Tchernobyl au fond du bloc réacteur.

Sur le site, sont encore entreposés les combustibles usés des trois autres réacteurs – qui pourraient être transférés vers un nouvel entreposage à sec sur site, encore à construire – et des quantités importantes de liquides radioactifs (26 000 m³) et de déchets (2 400 m³) de compositions mal connues.

Préparation du démantèlement

Le site est sous la menace d'un effondrement de l'enceinte de confinement qui pourrait provoquer la dispersion dans l'environnement d'une grande quantité de poussières radioactives incluant du combustible (5 à 10 tonnes ?). La politique scientifique et technique adoptée aujourd'hui, près de

30 ans après l'accident, à préparer un démantèlement sous une nouvelle enceinte de confinement, en cours de construction (figure 9.5), qui recevra l'équipement télé-opéré permettant de démanteler l'enceinte actuelle et le bâtiment réacteur ruiné, puis d'accéder au corium avec un minimum d'intervention humaine. Étudiée depuis 2008, sa construction a débuté en avril 2012 avec pour maître d'œuvre du projet la coentreprise Novarka, détenue à parts égales par les sociétés françaises Vinci Construction Grands projets et Bouygues Travaux publics. Compte tenu des difficultés de financement, elle ne devrait être achevée qu'en 2017.



Figure 9.5

La nouvelle arche en construction (2014) et après mise en place prévue (2017).

La nouvelle enceinte en forme d'arche est montée en deux phases sur un terrain contigu de la centrale, après décontamination soignée du sol. Posée sur deux longrines en béton, les segments de l'arche, une fois assemblés, seront glissés au-dessus du sarcophage existant. Ses dimensions (118 m de haut, 152 m de long et une portée de 257 m) et son poids, 25 000 tonnes, sont hors du commun.

Les objectifs principaux de cette enceinte sont notamment le confinement des matières radioactives, la protection des travailleurs sur site et la protection du sarcophage existant contre les agressions climatiques. Elle abritera les équipements et installations qui permettront le démantèlement en limitant le plus possible les interventions humaines. Aucune information précise sur ce démantèlement, son calendrier, son coût n'est disponible aujourd'hui, et la persistance des difficultés du secteur énergétique ukrainien, l'ampleur de la tâche à accomplir et son coût laissent penser que le démantèlement sera très long, malgré l'importance des coopérations internationales.

4.3. Fukushima (quatre réacteurs à eau bouillante de 400 à 550 MW)¹⁷

Séquence accidentelle

L'accident correspond à une configuration très différente, puisque concernant un site dans son ensemble suite à un évènement exceptionnel, un séisme majeur, auquel les réacteurs ont correctement réagi (avec arrêt automatique) et résisté. Mais le séisme de mars 2011 a provoqué un tsunami d'ampleur considérable, à l'origine de l'accident qui a dévasté simultanément quatre des six réacteurs du site. Ce risque avait été identifié mais très insuffisamment pris en compte par l'opérateur de la centrale et l'Autorité de sûreté japonaise. L'accident a eu des conséquences environnementales importantes au dénoyage et à la fusion quasi complète de quatre des six cœurs (les deux réacteurs les plus récents n'ayant pas été accidentés), à la montée en pression des enceintes de confinement au-delà des valeurs de dimensionnement, au dégagement de grandes quantités d'hydrogène conduisant à des réactions chimiques exothermiques, puis à des déflagrations conduisant à des explosions chimiques, avec de plus des risques de dénoyage des piscines de stockage des combustibles usés.

Mise en sûreté de l'installation

Une fois la réfrigération des cœurs assurée (et celle des éléments combustibles usés entreposés dans les piscines), le Japon a donné priorité en 2011 à la stabilisation de la situation sur le site et à sa décontamination pour donner accès aux zones dévastées puis mettre définitivement les installations en situation d'arrêt sûr en fin 2011. Les travaux réalisés et en cours sont considérables et des étapes importantes de leur programme ont été achevées dans les délais¹⁸, comme l'évacuation des débris générés par les explosions, la vidange de la piscine de stockage des combustibles irradiés du réacteur 4 (voir figure 9.6) avec construction d'un hall confiné de manutention en surplomb de la piscine.

¹⁷ http://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/Les-accidents-nucleaires/accident-fukushima-2011/fukushima-2014/Documents/irsn_fukushima_point_situation_201403.pdf et Académie des sciences (2012). *L'accident majeur de Fukushima*, groupe de travail présidé par Alain Carpentier avec Étienne-Émile Baulieu, Édouard Brézin et Jacques Friedel. EDP Sciences.

¹⁸ Guidez J. *et al.* (2014). Le démantèlement de la centrale de Fukushima : un long processus. *Revue générale nucléaire* n° 5.



Figure 9.6
Construction d'un hall de manutention en surplomb de la piscine de stockage des combustibles usés du réacteur n° 4 de Fukushima.

Des méthodes très innovantes sont utilisées, comme la radiographie muon du réacteur 1 pour localiser le corium, la réalisation autour des quatre tranches, d'une muraille souterraine de terre gelée descendant jusqu'à une couche géologique étanche à 27 m de profondeur, destinée à confiner et à récupérer les fuites et la mise en service (difficile) d'une épuration multi-nucléides des effluents liquides.

Une difficulté importante du point de vue du REX résulte de l'accumulation d'un volume considérable d'effluents liquides et de déchets, sans que des exutoires aient encore été identifiés : la rigidité réglementaire qui s'impose dans ce domaine est un frein réel à la préparation d'un démantèlement.

Premières étapes du démantèlement

Dès fin 2011, un calendrier prospectif du démantèlement a été proposé par l'opérateur, Tepco (figure 9.7), définissant les principales étapes et leur contenu. Ce calendrier est aujourd'hui respecté et s'étend sur une quarantaine d'années. Il mobilise environ 6 000 à 8 000 personnes sur le site.

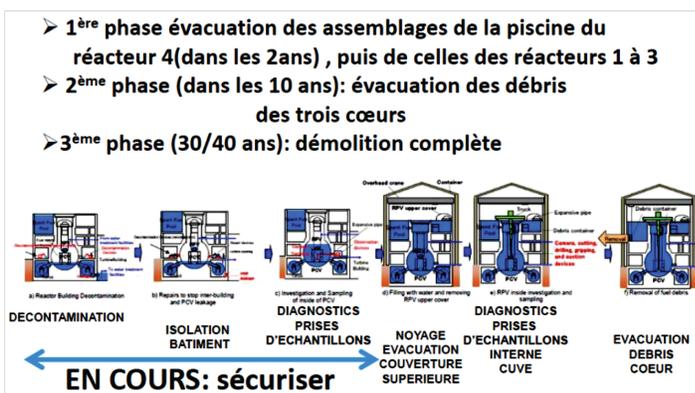


Figure 9.7
Calendrier prospectif du démantèlement de Fukushima.

Pour effectuer les recherches et développements nécessaires à la préparation des démantèlements, un institut dédié a été créé, l'International Research Institute for nuclear Decommissioning (IRID¹⁹), qui s'appuie sur deux panels d'experts internationaux (management et expertise technique) et a initié en 2013 un concours d'idées pour l'élimination des déchets des cœurs. C'est une initiative qui méritera un suivi attentif.

La priorité a été donnée à trois chantiers :

- l'évacuation des combustibles des piscines de stockage des quatre réacteurs, fragilisées par les explosions (objectif 2017/2018 pour les quatre réacteurs) ;
- la préparation de l'extraction des débris des coriums ;
- le traitement et le stockage des déchets radioactifs liquides et solides.

Pour chacune de ces priorités, un éventail large de méthodes et équipements à développer a été identifié et les études lancées en s'appuyant systématiquement sur des entreprises, nationales ou non, capables de les réaliser. Il est fait largement appel à des engins télé-opérés et, compte-tenu des délais ambitieux de récupération des coriums, à des engins très durcis aux rayonnements.

Conclusion et perspectives

Chaque accident reste un cas particulier, et les premières mesures sont toujours la mise en sécurité des populations et la mise en sécurité de l'installation elle-même. Et ce, avant toute opération de démantèlement. Pour se mettre en perspective, on ne peut ignorer les enseignements souvent très complémentaires acquis sur les trois accidents ci-dessus, qui ont été analysés en grand détail par les Autorités de sûreté nucléaire et leurs experts, en concertation avec les exploitants. Il en est résulté une amélioration continue des installations, destinée à limiter l'étendue des accidents en renforçant la fiabilité des moyens mis en œuvre pour assurer le refroidissement des cœurs en toutes circonstances, en protégeant l'intégrité des enceintes de confinement (limitation de la pression en cas d'accident et de l'accumulation d'hydrogène) et en réduisant les rejets en cas de dégonflage d'enceinte.

C'est ainsi qu'en France, un durcissement supplémentaire des installations a été décidé afin de s'assurer d'une protection satisfaisante de l'environnement (pas d'impact durable) quelle que soit la gravité d'un accident concernant toutes les tranches d'un site, avec fusion des cœurs. Ce « noyau dur » repose sur un système additif de réfrigération du cœur, indépendant et durci,

¹⁹ Voir: <http://irid.or.jp>

et sur des aides à l'exploitation en situation dégradée (protection du personnel et arrivée rapide d'équipes de soutien formées et équipées).

Dans le cas où le cœur accidenté est resté confiné dans la cuve, le retour d'expérience de TMI permet d'identifier les principaux « challenges » et installations ou équipements nécessaires à sa prise en charge. Les opérations de nettoyage et démantèlement peuvent s'étaler sur des dizaines d'années mais une réflexion amont, avec des essais de qualification sur installations intactes disposant d'une bonne accessibilité, pourrait permettre une meilleure approche prédictive des interventions suite à un accident.

- La maîtrise de la température du corium et des émissions d'hydrogène a été facilitée par le fait que les sources électriques étaient toujours disponibles et ont pu être utilisées dès le diagnostic établi : l'urgence de rétablir l'alimentation électrique et la réfrigération du cœur est primordiale.
- Le risque hydrogène était mal évalué : la destruction de cet hydrogène par recombinaison doit accompagner l'action ci-dessus.
- Des rejets concertés peuvent être nécessaires en cas de montée en pression excessive du hall. Ces rejets doivent être aussi tardifs que possible (réduction des rejets d'iode en particulier) et concertés (limitation des doses dans l'environnement). La mise en place de filtres adaptés à l'atmosphère post-accidentelle de l'enceinte de confinement, en particulier pour les iodures et le césium, permet d'améliorer très substantiellement la situation.
- Une décontamination du hall par des engins robotisés, au moins au début, puis avec intervention humaine et fixation de la contamination résiduelle pour protéger les intervenants du risque d'inhalation, facilite l'accès pour diagnostic de la situation avec des dosimétries modérées.
- Les eaux de fuites, fortement radioactives, peuvent avoir envahi les sous-sols des réacteurs, voire le bâtiment énergie en cas de rupture des tubes des générateurs de vapeur : leur décontamination peut requérir une multiplicité de systèmes additifs. Par exemple à TMI :
 - une installation immergée pour les eaux les plus radioactives de la piscine (zéolite) ;
 - une filtration des particules fines radioactives en suspension dans l'eau primaire lors de l'extraction du corium (zéolite et charbon actifs) ;
 - un traitement de l'eau primaire contre une contamination biologique afin de maintenir une eau claire, en particulier lors de l'extraction du corium ;
 - les résines échangeuses d'ions de l'installation pour les eaux faiblement contaminées.

Ces systèmes, essentiels, doivent être dimensionnés pour des quantités très importantes d'effluents, deviennent très radioactifs eux-mêmes, doivent être largement télé-opérés, et sont adossés à tout un ensemble de procédures et équipements pour récupérer les filtres, les bloquer dans des conteneurs agréés pour des sites d'entreposages dont les critères d'acceptation sont souvent très contraints.

Les normes de rejets actuelles, très restrictives, demandent des filtrations multi-nucléides : leur mise en service à Fukushima a été longue et difficile.

- Les eaux filtrées et traitées, peu radioactives mais tritiées, représentent des volumes considérables et leurs rejets présentent des difficultés sociales importantes : TMI a adopté une installation d'évaporation avec un rejet contrôlé. La politique de Fukushima, qui stocke plus de 400 000 m³ d'effluents liquides, n'apparaît pas encore clairement, la protection du milieu halieutique étant primordiale dans le pays.
- L'accès au corium se fait au bout de quelques années (entre 3 et 4 ans à TMI) en deux étapes, après décontamination extensive du hall du réacteur :
 - accès limité par des traversées existantes pour imagerie, prélèvements et cartographie ;
 - ouverture du couvercle pour extraction du corium. L'accès au fond de cuve impose des outils de grande longueur : le choix à TMI a été de mettre un plancher à quelques mètres du sommet de la cuve.
- Le corium peut être très dur et mêlé aux débris des structures tels que les grilles : la variété des textures et compositions exige une souplesse d'approche (figure 9.8). TMI a opté pour des technologies de forage standard mais des méthodes plus actuelles peuvent être envisagées (suivre le chantier Fukushima). Les quantités à remonter sont importantes, supérieure à 100 tonnes, ce qui requiert un grand nombre de mouvements des châteaux de transfert et de conteneurs blindés d'entreposage, et un chantier de plusieurs années (TMI : plus de 5 ans).
- L'extraction du corium n'est cependant que partielle, car des débris de combustibles peuvent se trouver en de nombreux points du circuit primaire (GV, pressuriseurs, tuyauteries), très difficiles d'accès. À TMI, l'estimation porte sur environ une tonne de débris résiduels, qui ne seront pris en charge que lors du démantèlement complet de l'installation. Ils doivent être cartographiés en faisant appel à un large panel de détecteurs (gamma, neutrons actifs et passifs, prélèvements et mesures alpha) et à de la vidéo.

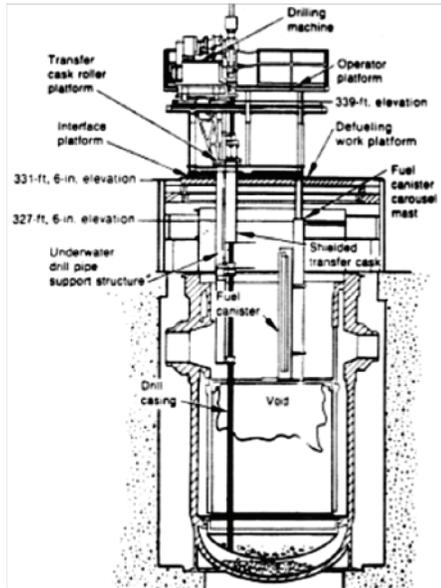


Figure 9.8

TMI : Plateforme de forage au-dessus de la cuve.

- La maîtrise de la criticité et du risque hydrogène sont, avec la dosimétrie du personnel, les contraintes de sûreté principales.
- Le démantèlement complet de l'installation doit faire la part entre une volonté de nettoyer définitivement l'installation et celle de réduire les doses pour le personnel. À TMI, il est envisagé environ 55 ans après l'accident (décroissance du Co60 en particulier).
- De nombreuses filières de déchets doivent être activées avec le support du gouvernement, car certains ne respectent pas les critères réglementaires.

L'accident de Fukushima a de plus mis en évidence l'intérêt d'une analyse approfondie de la résistance des piscines d'entreposage des combustibles usés adjointes à chaque tranche, compte tenu de l'importance de leur inventaire radiologique en produits de fission de vie longue, et d'une évacuation aussi rapide que possible de ces combustibles dans l'hypothèse d'une fragilisation des bâtiments et moyens de réfrigération, ou d'une difficulté d'accès pour maintenance.

Lorsque le cœur n'est pas resté confiné dans la cuve, il serait nécessaire de pouvoir explorer les locaux sous-jacents, d'évaluer la quantité de corium perdu et sa position, de pouvoir faire des prélèvements pour le caractériser car il aura été au contact du béton. La récupération de ce corium ne pourrait

sans doute être engagée qu'après évacuation de la cuve, l'accès au puits de cuve par des engins automatisés étant probablement très complexe. Le retour d'expérience de Fukushima, rendu encore plus compliqué en raison de la complexité du bloc cœur et de l'enceinte de confinement de cette génération de BWR, sera essentiel.

Par rapport à TMI, une complexité supplémentaire, constatée à Tchernobyl et Fukushima, résulte du niveau d'irradiation, très supérieur, et de la contamination extérieure : les moyens de diagnostic et d'intervention doivent être durcis au rayonnement, et les moyens de décontamination doivent être développés, en particulier pour les sols.

En conclusion et de manière non exhaustive, on peut s'interroger sur les problématiques qui apparaissent dans ce type de chantier, afin d'améliorer l'efficacité des interventions en situations accidentelles :

- quelles dosimétries seraient acceptables pour le personnel en situation d'urgence et dans quelles conditions (niveau maximal, volontariat, protections spécifiques, assistance lors des interventions) ?
- comment accélérer les procédures d'autorisation des chantiers afin de réduire les conséquences radiologiques en cas d'accident (exemple du remarquable chantier d'évacuation des combustibles du réacteur à Fukushima) ?
- les règles concernant les rejets devraient être assouplies dans ces circonstances pour permettre aux intervenants un accès plus rapide au hall du réacteur pour diagnostics et actions d'urgence. On peut noter que, pour réduire la durée des chantiers et réduire ainsi les dosimétries collectives, les Japonais ont décidé de ne pas recouvrir d'une nouvelle enceinte les réacteurs 2 et 3 pour le chantier de déblayage des débris et la préparation à l'accès aux piscines de stockage des combustibles. Ils envisageraient de faire de même sur le réacteur 1 en démontant l'enceinte provisoire actuelle ;
- les normes radiologiques pour la population se révèlent excessivement contraignantes, sans bénéfice sanitaire évident, les évacuations provoquant un stress important. La différence entre 1 mSv, niveau d'excellence imposé aux exploitants, et 20 ou 50 mSv, niveaux quasiment sans risques, devrait être mieux expliquée et comprise afin d'éviter des évacuations excessives et des mouvements de panique ;
- le stockage des terres, matériaux divers et végétaux contaminés par le césium, est relativement simple d'un point de vue technologique car il s'agit de contaminations limitées et d'un contaminant principal, le

césium, qui se fixe assez aisément. Mais il exige une capacité de décision forte des pouvoirs publics pour autoriser des stockages temporaires ou définitifs : prévoir *a priori* des espaces dédiés contigus aux centrales et susceptibles de recevoir en urgence et de manière temporaire des déchets (avec protection du sous-sol) ?

- la question du rejet des effluents liquides épurés est critique à Fukushima en raison d'interdictions excessives de rejets en mer, alors que la lixiviation des sols contaminés est déjà réelle : cette question devrait être réglée au niveau international, les règles actuelles étant inadaptées à de telles situations et les populations inutilement inquiétées par des interdictions de rejet léonines.

Le retour d'expérience des opérations en cours à Fukushima, et de l'étude épidémiologique menée en parallèle de toutes ces opérations, sera extrêmement précieux pour répondre aux questions qui restent posées par ce type de chantier.

CONCLUSION

Quelles leçons pour la situation française ?

Robert Dautray et Yves Bréchet

PLAN DU CHAPITRE

- 1 Homogénéité *versus* variété : les outils génériques et les méthodes spécifiques
 - 2 Démantèlement et gestion des déchets
 - 3 Options possibles
 - 4 Situations normales et situations accidentelles
 - 4.1. Bilan scientifique et technique concernant les situations de démantèlement programmé
 - 4.2. Bilan scientifique et technique des éventuelles installations accidentées et de leur démantèlement en France
- Conclusion et recommandations

Au terme de ce volume consacré aux connaissances scientifiques servant de base au démantèlement des centrales électronucléaires (EN), il est utile de dégager quelques idées simples concernant cette activité importante, idées structurantes pour traiter le cas spécifique de la France. Les encadrés de ce chapitre signalent ces idées et recommandations.

1 | Homogénéité *versus* variété : les outils génériques et les méthodes spécifiques

Quatre spécificités scientifiques et techniques des installations nucléaires en France doivent être rappelées :

- la grande homogénéité scientifique et technique du parc des centrales électronucléaires actuellement en exploitation en France, liée à une politique industrielle d'équipement qui a été planifiée de façon globale ;
- le cas particulier des installations du cycle de combustible, amont¹ et aval² de l'irradiation des éléments combustibles ;
- la grande variété des installations nucléaires, liée à une activité de recherche scientifique et technique, elle-même très multiforme, allant de la maîtrise du cycle du combustible à la recherche fondamentale, et de la recherche fondamentale au développement de la génération IV ;
- la variété des installations, des processus, des services et des produits nucléaires du secteur militaire.³

Ces caractéristiques imposent à la France de développer à la fois des outils scientifiques et techniques génériques pour le démantèlement du parc, et des méthodes spécifiques adaptées à chacun des domaines cités ci-dessus. Le démantèlement des installations nucléaires diverses exigera et permettra de tester en vraie grandeur les outils scientifiques et techniques de caractérisation, de démontage, de nettoyage et de conditionnement qui peuvent rendre le démantèlement des installations de production d'énergie encore plus efficace.

¹ Notamment l'extraction de l'uranium des minerais, le stockage des gangues, la préparation des gaz d'hexafluorures, la séparation isotopique de l'uranium 235, la séparation chimique, le traitement et l'entreposage de l'uranium appauvri.

² Notamment le retraitement des combustibles usés, l'entreposage, le stockage des déchets radioactifs, la réutilisation du plutonium pour les éléments combustibles MOX, etc.

³ Ceci comporte la réalisation des matières nucléaires (dont les installations de production comme les réacteurs nucléaires), les usines chimiques d'extraction des noyaux utilisés pour ces activités, etc., les réacteurs de propulsion navale, l'entreposage et le stockage de leurs combustibles usés.

Une première recommandation pourrait donc être :

Penser de façon conjointe le développement de connaissances scientifiques et l'acquisition de techniques (applications du savoir), adaptées aux cas génériques et aussi aux cas particuliers. Leur possible utilisation devra pouvoir aboutir à des activités industrielles.

Cette innovation technologique issue du traitement des cas particuliers est la condition pour mettre en place une « industrie du démantèlement » conforme aux standards d'efficacité, de sûreté et de sécurité de la France, définis par les autorités compétentes.

De plus, ces connaissances scientifiques et ces techniques devraient pouvoir être exportées vers d'autres pays. On peut penser en effet que les technologies « standards » sont assez aisément disponibles pour ceux qui ont construit un parc électronucléaire. Ce n'est que par l'innovation que les compétences en démantèlement élaborées et développées en France pourront capter des « parts de marché » et devenir une industrie française dont les services et les produits seront démontrés comme efficaces à l'échelle internationale.

2 | Démantèlement et gestion des déchets

Le démantèlement des installations nucléaires génère des déchets, dont certains sont radioactifs⁴ et qui doivent bien évidemment être gérés avec toutes les précautions, en termes de radioprotection, afin d'assurer la sécurité des acteurs du démantèlement et du public.

Pour éviter les confusions et contribuer à éclairer les débats, il faut distinguer sans ambiguïté l'activité d'assainissement/démantèlement, et le problème de la gestion des déchets, tant radioactifs que constitués de noyaux stables.

Chaque année de fonctionnement d'un réacteur de centrale électronucléaire de 1 GWe produit environ **1 tonne de produits de fission (PF) et 100 kg d'actinides**, présents dans les éléments combustibles (évacués du réacteur après la mise à l'arrêt). Chacun de ces produits de fission entraînera 4 à 5⁵ désintégrations β successives (la fission donnant naissance à des noyaux très éloignés de la ligne de stabilité des noyaux atomiques), ce qui multiplie d'autant (aux demi-vies de ces noyaux près) la radioactivité des PF.

⁴ Nous verrons plus loin que ceux de ces déchets qui sont radioactifs constituent moins de 5 % du volume total.

⁵ Par exemple, 5 pour le césium 137, à partir de I 137.

En radioactivité, il y a un facteur de l'ordre de 10 000 entre les émissions de radiations des radionucléides présents dans les éléments combustibles en cours d'irradiation ou usés, et les émissions des matériaux de structures inamovibles qu'il faudra déconstruire et démanteler *in situ*⁶.

La production de radionucléides dans les matériaux demeurant dans les structures inamovibles de ce réacteur est d'environ **une centaine de grammes par an**, donc très diluée. Elle ne comporte ni actinide, ni produit de fission.

La distinction est donc simple à énoncer, de manière qualitative :

Les opérations de démantèlement génèrent de grands volumes de matériaux faiblement radioactifs, alors que le fonctionnement des centrales électronucléaires génère des quantités réduites de déchets fortement radioactifs, constitués de noyaux de demi-vie balayant une gamme de 30 ans à 24 000 ans.

Les deux activités sont donc très différentes, aussi bien du point de vue des problèmes de radioprotection, que du point de vue des volumes et masses de matériaux radioactifs à manipuler, du fait de la présence ou non des actinides (émetteurs alpha- α , bêta- β , gamma- γ) et par fission spontanée, de neutrons et des produits de fission (émetteurs β et γ).

3 | Options possibles

Quand on planifie le démantèlement d'un réacteur nucléaire, il faut dès que possible retirer le combustible du réacteur et l'entreposer en attendant de pouvoir le stocker. Tant qu'il est présent dans le réacteur de la centrale vouée au démantèlement, il génère des rayonnements. Après l'arrêt définitif des réactions de fission en chaîne, il continue d'émettre des rayonnements gamma, bêta⁷ provenant des matériaux de structure qui ont été irradiés ainsi que d'éventuels dépôts de produits de corrosion sur les surfaces de ces structures. Ce rayonnement irradie également les éventuels effluents. Il n'y a aucun avantage à attendre, si on peut le manipuler de façon programmée.

⁶ Ce rapport est fonction de la durée écoulée depuis l'arrêt des réactions de fission en chaîne et des taux de décroissance des divers radionucléides concernés, car les demi-vies des divers noyaux radioactifs rencontrés lors d'un démantèlement sont fort différentes : **1.** des actinides (α : 24 100 ans pour le pu 239 ; α : 432 ans pour l'américium 241) et **2.** des produits de fission (β : 30 ans pour le césium 137, β : le strontium 90) sont différents de **3.** celles des noyaux d'activation dans les structures (β : 5,27 ans pour le cobalt 60) et de la demi-vie du tritium (12 ans). Au cours du temps écoulé lors d'un démantèlement (30 à 40 ans), ce rapport va croître et atteindre 100 000.

⁷ Les combustibles usés émettent aussi des neutrons provenant des fissions spontanées des actinides de haut nombre atomique pair-pair (Pu 240, Pu 242, curium 242, curium 244).

Une fois le combustible usé enlevé du cœur du réacteur, les noyaux radioactifs présents dans les structures (formés par les neutrons fuyant le cœur pendant les réactions en chaîne) continuent d'émettre des rayonnements β et γ . Se présente alors une alternative :

- on peut commencer à démanteler tout de suite, ce qui force à manipuler des produits radioactifs conséquents et nécessite de prendre des mesures de radioprotection lourdes vis-à-vis des personnels qui démantèleraient ;
- on peut au contraire « mettre la centrale sous cocon » et attendre quelques dizaines d'années avant de mobiliser les équipes de démantèlement. Il faut alors prévoir des mesures de surveillance adéquates et résilientes sur le site pour la sécurité des populations.

Le choix entre démantèlement immédiat et démantèlement différé est essentiellement de nature humaine, donc de protection de la santé par la radioprotection, ce qui a des conséquences industrielles, sociétales, économiques et donc aussi politiques.

Un autre degré de liberté se présente en fin de démantèlement : jusqu'à quel niveau de décontamination doit-on parvenir ?

Le critère qui doit gouverner cette « fin de démantèlement » devrait être un critère de sûreté du public s'appuyant sur les connaissances scientifiques en biologie humaine et notamment en radiotoxicité.

Cet énoncé décrit la situation idéale. Viennent interférer avec ces raisons des critères réglementaires (présence ou non d'un seuil libérateur) qui varient d'un pays à l'autre. C'est dire le flou des connaissances scientifiques de base utilisées pour trancher. La recherche scientifique pourrait faire la différence.

4 | Situations normales et situations accidentelles

Insistons sur la différence essentielle entre le démantèlement en situation normale de fin de vie et le démantèlement en situation post-accidentelle. En situation normale, on peut « découpler » le traitement du combustible et le traitement des matériaux de structures irradiés. Ce découplage est beaucoup plus difficile à obtenir en situation post-accidentelle. Il est pratiquement impossible quand on a eu percement de la cuve et fin du confinement du combustible.⁸

⁸ On comprend par là l'importance de problématiques comme la rétention du corium en cuve

Rappelons les acquis scientifiques et techniques dans chaque situation, issus du retour d'expérience.

4.1. Bilan scientifique et technique concernant les situations de démantèlement programmé

On a vu au chapitre 1, en annexe, qu'un nombre substantiel d'opérations de démantèlement de réacteurs nucléaires de puissance de centrales a été effectué en régime normal d'exploitation, suivi d'une mise à l'arrêt définitif dans divers contextes géographiques, sociaux, économiques et industriels, sans aucune difficulté. D'autres opérations analogues sont en cours dans beaucoup de pays.

Constatons qu'il s'agissait d'ensembles d'opérations industrielles, chacune étant proche des travaux ordinaires des chantiers de déconstruction, à l'exception de la cuve et de la partie inamovible qu'elle contient.

Les conditions physiques, chimiques, mécaniques et sanitaires dans ces chantiers de déconstruction ne sont pas pour autant anodines. Les contraintes particulières, issues de la phase de production nucléaire d'énergie, sont en particulier :

- les absorptions de neutrons dans les matériaux de structure non démontables ;
- les fluides caloporteurs passant dans le cœur lors de la production d'énergie nucléaire, conduisant à la formation de tritium et de produits de corrosion activés⁹ par leur passage en réacteur en fonctionnement.

Les causes de risques d'accident de réacteur des centrales électronucléaires durant le fonctionnement normal (production d'énergie électrique), mais aussi durant un arrêt accidentel des réactions en chaîne (cas de la centrale de Fukushima) comportent :

- **la possibilité de « surcriticalité »** et de croissance d'une réaction en chaîne, dite « d'injection accidentelle de réactivité » ;

ou le récupérateur de corium : ce sont des stratégies scientifiques et techniques afin de pouvoir, après une situation accidentelle, conserver la possibilité de découpler la gestion du combustible et la gestion du génie civil.

⁹ Ces produits de corrosion se déposent dans le circuit primaire, laissant des radionucléides (essentiellement émetteurs β et γ) de faible intensité et de courte demi-vie, relativement au cas des éléments combustibles (que ceux-ci soient en cours d'irradiation ou usés).

- **la puissance thermique résiduelle**¹⁰ après la cessation des réactions en chaîne, sans disposer d'une évacuation suffisante de cette chaleur ;
- **les émissions de neutrons** par les fissions spontanées des actinides de haute masse atomique (curium 242, 244) et les émissions γ (par exemple par l'américium 241) ;
- **la formation de tritium** (pour les REP) et donc d'eau « tritiée ». La difficulté de le (la) séparer, de l'empêcher de pénétrer les sols et de l'entreposer en fait un obstacle substantiel au démantèlement. La recherche scientifique devrait diminuer ces obstacles qui durent depuis des décennies.

De plus, les hautes températures peuvent conduire à des changements de phase dans le cœur et le circuit primaire (par exemple, ébullition du fluide caloporteur) et à des **réactions chimiques exothermiques**, conduisant à des déflagrations et des explosions chimiques, dispersant des noyaux radioactifs.

Aucun de ces risques n'existe durant le démantèlement. Si la surveillance des chantiers de démantèlement est évidemment nécessaire, c'est vis-à-vis des interventions extérieures (humaines ou environnementales) et non vis-à-vis d'un danger intrinsèque qu'elle doit être organisée.

Un certain nombre de recommandations concernant le démantèlement émergent actuellement du retour d'expérience.

Dans un chantier de démantèlement, la proportion des **volumes** de matériaux non radioactifs dépasse 95 %. Afin de faciliter les activités de chantier, donc du personnel, il serait utile d'étudier si l'on peut **séparer ces matériaux** de la petite quantité comportant des radionucléides. Si cela n'entraîne pas d'inconvénient pour le public actuel et futur, cela éviterait la génération de volumes excessifs de matière à traiter comme déchets. C'est dire l'importance de la **traçabilité** de tous les matériaux du chantier de démantèlement.

On doit assurer une traçabilité aussi précise que possible des matières pour éviter, par dilution des matières radioactives, la génération de masses excessives¹¹ de déchets de démantèlement.

¹⁰ Voir l'encadré 2 de : Réflexions sur l'avenir de l'énergie nucléaire, de la France d'aujourd'hui au monde de demain : II^e à IV^e génération, par Robert Dautray, Jacques Friedel et Yves Bréchet. *C. R. Physique*, 13-5 (2012), 480-518.

¹¹ Il s'agit « d'excès » par rapport aux capacités de manutention, de colisage, d'entreposage, de transport et de stockage, sans risque nouveau.

On facilitera les travaux du chantier par des opérations de **recherche et développement**, notamment en robotique, en physicochimie des surfaces et des tris, en traitement des eaux et des boues, en régénérations des sols et pour tout cela, en simulation numérique et en contrôle-commande. Des avancées substantielles dans les bases scientifiques et techniques nécessaires ont été effectuées, ce qui permet de diminuer, voire de supprimer (par exemple, grâce à des robots), les opérations à effectuer par des personnels. On peut espérer briser ainsi le lien très fort et critique entre travaux à effectuer et doses de rayonnements reçus par les personnes. En un mot, la R&D peut modifier de façon qualitative les opérations de démantèlement.

Il reste encore des progrès scientifiques et techniques possibles. Ainsi, les procédés physicochimiques sont une alternative intéressante aux procédés mécaniques, remplaçant le traitement des déchets solides par un traitement des effluents, ce qui peut efficacement, dans certains cas, limiter le volume de déchets à stocker *in fine*.

Cette traçabilité doit permettre de contribuer à trouver un mode de stockage des déchets radioactifs adapté. Ce mode de stockage doit être adapté à leur radiotoxicité afin de ne pas gaspiller la ressource précieuse que sont les sites de stockage.

On peut conclure du retour d'expérience des différents chantiers d'assainissement/démantèlement des centrales que **le démantèlement des réacteurs de puissance a atteint sa maturité**. La situation du parc de centrales de l'électricien de la France (très homogène dans sa conception) permet d'espérer que l'assainissement/démantèlement puisse être systématisé le moment venu, ce qui limitera les impacts négatifs des tâches de démantèlement, et donc au premier chef, les conséquences humaines éventuelles.

Le démantèlement des usines du cycle du combustible, moins nombreuses, n'est pas au même degré de maturité. On dispose de moins de retour d'expériences, tant en France qu'à l'international. Des études analogues à celles citées ci-dessus pour le démantèlement des centrales électronucléaires devraient être effectuées pour les installations du cycle de combustible. On peut comprendre la différence de situation avec les centrales de puissance électronucléaires à la lumière des remarques simples de ce début de chapitre. L'étape préliminaire à un démantèlement efficace est l'enlèvement du combustible, hors du cœur.

Cette séparation est relativement aisée quand il s'agit de réacteurs en fin de vie normale¹².

¹² Soulignons que cette opération est très difficile, voire impossible quand il s'agit de réacteurs de puissance (EN) en situation post-accidentelle. Nous y reviendrons plus bas.

Les opérations de démantèlement ne sont pas banales quand il s'agit des usines du cycle de combustible¹³. Les composés chimiques de noyaux radioactifs **renforcent** les difficultés liées au couplage de ces deux champs d'activités, le nucléaire (avec éventuellement, la présence d'actinides et de produits de fission, de tritium, de carbone 14, de chlore 36, etc.) et la grande chimie.

Là, la recherche scientifique et technique à mener pour développer des technologies adaptées (connaissances de base et applications aux processus, aux installations et aux services) aura un impact considérable sur l'efficacité avec laquelle on pourra mener ces chantiers.

4.2. Bilan scientifique et technique des éventuelles installations accidentées et de leur démantèlement en France¹⁴

La France n'a heureusement pas subi d'accident nucléaire majeur¹⁵, mais cela ne dispense en aucun cas d'acquérir des connaissances sur les bases scientifiques¹⁶ du traitement optimal des situations post-accidentelles dans le parc électronucléaire français, avec ses spécificités. Les actions qui seraient engagées suite à un tel accident dépendraient des états successifs, de plus en plus graves, des installations, états résultant, par exemple, d'une perte massive des moyens de réfrigérer les cœurs des réacteurs de puissance.

La doctrine de sûreté française, suite à l'accident de Fukushima¹⁷, prend désormais en compte la possibilité d'un tel accident conduisant à la fusion

¹³ Une illustration est la difficulté rencontrée par la Nuclear Decommissioning Authority (NDA) du Royaume-Uni à l'usine de retraitement de Sellafield, située au bord de la mer d'Irlande.

¹⁴ *Revue générale nucléaire* n° 5 – 2014 : Les sciences du démantèlement « Opus » cité plus haut.

¹⁵ Notons toutefois la fusion de 5 éléments combustibles à la centrale EN, à graphite/gaz de Saint-Laurent-des-Eaux (SLA1), en 1969, et 1 élément combustible sur SLA2, en 1980. Ces accidents ont été classés de magnitude 4. Voir les sites Internet dédiés de l'IRSN.

¹⁶ Un exemple est l'installation expérimentale Phébus de l'IRSN : Programme international de recherches expérimentales sur le relâchement des produits de fission, lors de la fusion d'un élément combustible, étudiant le relâchement des corps radioactifs et leurs propriétés physiques, chimiques, physicochimiques sur un fragment d'élément combustible simulant un cœur de réacteur, subissant un tel accident nucléaire. Cette installation, située au CEA/Cadarache, a exécuté cinq programmes d'essai, dont l'important sujet de relâchement des iodes. Voir sur le site dédié de l'IRSN.

¹⁷ Voir les documents de l'IRID pour le German-Japanese Symposium on technological and educational resources for the Decommissioning of nuclear facility, april 21, 2015, sur le site internet de l'IRID.

des cœurs de l'ensemble des tranches d'une centrale, sans même qu'un scénario réaliste le décrivant ait pu être identifié. Dans cette hypothèse, l'objectif est de garantir un contrôle rapide et efficace de la situation dans un délai de moins de 24 heures, d'éviter toute évacuation « stressante », douloureuse, durable, de la population et de maintenir la contamination de l'environnement à un niveau inférieur aux normes et standards définis par les autorités de protection de l'environnement.

Compte tenu de la **sismicité** du territoire de la France (faible relative à celle du Japon), les sites des installations nucléaires ne sont pas dans le cas de l'accident de la centrale de Fukushima : un sous-dimensionnement au tsunami (entraîné par le séisme)¹⁸ a été identifié et non corrigé. Il a entraîné la perte des moyens de réfrigération des cœurs¹⁹. Après cet accident, les dimensionnements des installations du parc de centrales électronucléaires françaises vis-à-vis du séisme ont encore été renforcés au-delà des valeurs majorées déjà prises en compte, suite aux études géologiques (BRGM).

Les instructions de l'ASN²⁰ ont permis d'implémenter progressivement les sites du parc nucléaire. Chaque centrale sera équipée d'un « noyau dur » nouveau et indépendant, comprenant une réserve d'eau, un diesel et un circuit d'injection d'eau dans le cœur (pour le refroidissement). Ce circuit pourra être mis en service par les exploitants (eux-mêmes disposant d'un point de repli très protégé), ou par une équipe extérieure : la Force d'action rapide nucléaire (FARN) mise en place en 2014 et 2015 par l'exploitant du parc, EDF, sur quatre sites régionaux.

L'homogénéité du parc nucléaire français présente l'avantage de permettre de procéder à des études génériques afin de maîtriser les délais d'opérations complexes. Toutefois, ceci a ses limites car la conception des blocs cœurs des générations successives a quand même évolué²¹ comme le montre la figure 1.

¹⁸ Voir : *L'accident majeur de Fukushima ; considérations sismiques, nucléaires et médicales*, Alain Carpentier, Étienne-Émile Baulieu, Édouard Brézin et Jacques Friedel. Méga-séismes et méga-tsunamis, pages 3-20, Groupe de travail présidé par Jacques Friedel, Académie des sciences, mars 2012, EDP Sciences.

¹⁹ La perte principale, compte tenu de l'absence suite au séisme des alimentations électriques externes, a concerné les diesels des secours, inondés par le tsunami. Les autres moyens de secours, de faible puissance, ne pouvaient garantir une réfrigération d'un cœur qui se dégradait sur plus de quelques heures et ont peut-être été pour certains défaillants.

²⁰ Voir <http://asn.fr>

²¹ Voir le détail de telles évolutions dans : *L'énergie nucléaire civile dans le cadre temporel des changements climatiques*, Robert Dauvray, rapport à l'Académie des sciences, décembre 2001, document 113 : 30 years of nuclear progress, page 287. Tec&Doc Lavoisier.

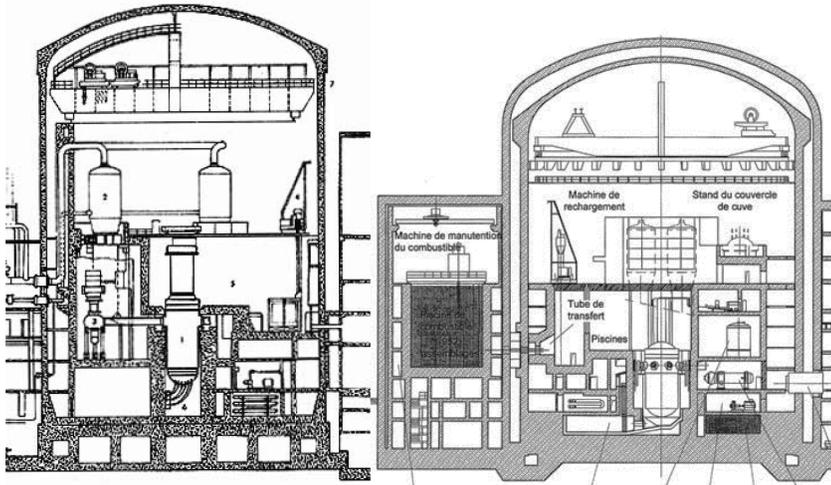


Figure 1
 Comparaison des blocs cœurs des réacteurs PWR de 900 MW et EPR.

Dans le cadre d'une réflexion sur les actions à prévoir et à qualifier préalablement à un éventuel accident grave, il est nécessaire, compte tenu de ces renforcements, de mettre l'accent sur deux hypothèses, celle d'un maintien du corium dans la cuve et celle d'un perçage de cette dernière, sans mise en cause de la pérennité de l'enveloppe de confinement. Ce sont donc les retours d'expérience de l'accident de Three Mile island (1979) et des actions en direction des coriums de l'accident de la centrale de Fukushima (2011) qui sont, pour ces cas d'accidents, les plus essentiels.

Niveau 1 : fusion du cœur dans la cuve

Le bilan des accidents majeurs passés est fondamental car il pose déjà toutes les questions auxquelles il serait nécessaire de répondre dès maintenant :

- mise en sécurité des cœurs dégradés ;
- décontamination des abords, conséquences des rejets aériens de produits de fission et de tritium à réduire le plus possible et, de toute façon, concertation (niveau, information des populations, décision et suivi) ;
- épuration des eaux contaminées (multinucléides) ;
- accès pour diagnostics avant ouverture de la cuve ;
- moyens de décontamination (téléopérés autant que possible, puis manuels si nécessaire) ;

- diagnostics détaillés après ouverture de la cuve ;
- moyens automatisés d'extraction des combustibles restants (intacts ou non) et du corium ;
- châteaux de transfert des éléments de combustible usé, des grappes de contrôle-commande, des éventuels colis de détritux radioactifs ;
- mise en état sûr et surveillance de l'installation dans l'attente d'un démantèlement plus tard, après des études détaillées, l'installation étant devenue sûre et n'ayant plus d'impact sur l'environnement.

L'accident de Fukushima a de plus mis en évidence l'intérêt d'une analyse approfondie de la résistance des piscines²² d'entreposage des combustibles usés adjointes à chaque tranche, compte tenu de l'importance de leur inventaire radiologique en produits de fission de vie longue, et d'une évacuation aussi rapide que possible de ces combustibles, dans l'hypothèse d'une fragilisation des bâtiments et moyens de réfrigération ou d'une difficulté d'accès pour maintenance.

Niveau 2 : percement de la cuve et écoulement du corium

L'occurrence d'un percement de la cuve d'un des REP du parc français, avec perte massive du corium, semble improbable étant donné les rôles dévolus au noyau dur et à la Force d'action rapide nucléaire (FARN). Mais des conséquences, beaucoup plus sévères, résulteraient d'une montée en pression plus rapide du hall. Cela conduirait à une très forte contamination de l'ensemble de son volume et à une dispersion du corium dans une zone moins accessible, en fond du puits de cuve. Les dispositions déjà mises en place en France par les hautes autorités responsables (Autorité de sûreté nucléaire²³) trouveraient leur pleine application avec en particulier la possibilité de « dégonflage » des gaz de l'enceinte de confinement du réacteur à travers des filtres, et d'élimination de l'hydrogène par les « recombineurs ». Dans cette perspective, l'ASN a demandé l'étude d'un renforcement des performances des filtres à sable actuels (tenue au séisme, rétention des iodes) afin de limiter au mieux l'atteinte à l'environnement²⁴.

²² Les piscines d'entreposage existent aussi dans les usines de retraitement chimique.

²³ Voir le site: <http://asn.fr>

²⁴ Une évacuation temporaire de la population serait-elle à envisager en cas de risque de dégonflage de l'enceinte, la durée de cette évacuation étant fixée essentiellement par la décroissance de l'isotope 131 de l'iode, de période 8, 04 jours, et dépendant des performances des filtres à sable vis-à-vis de cet iode ? Cette éventualité, indice du niveau de l'éventuelle catastrophe, marque la différence qualitative qui existe entre le démantèlement d'une centrale électronucléaire ayant subi un accident grave et l'opération de clôture de l'exploitation d'une centrale électronucléaire en régime nominal par un démantèlement programmé et maîtrisé. Voir les travaux de l'IRID.

Apparaît également à ce niveau la question de la résistance du radier supportant la cuve du réacteur, qui doit être prouvée, sa traversée par le corium étant inacceptable. À titre d'exemple, l'exigence de mise en place dans les réacteurs existants (comme à la centrale de Fessenheim) d'un revêtement sacrificiel complémentaire.

Par rapport au scénario évoqué précédemment, il serait nécessaire de pouvoir :

- explorer le puits, noyé sous la cuve ;
- évaluer la quantité de corium perdu et sa position ;
- faire des prélèvements pour caractériser si le corium a été au contact du béton.

La récupération de ce corium ne pourra probablement être engagée qu'après évacuation de la cuve, l'accès au puits de cuve par des engins automatisés étant très complexe. Une difficulté, constatée à Fukushima, résulte du niveau d'irradiation : les moyens automatisés de diagnostic et d'intervention doivent être très durcis aux rayonnements. Mais cette situation est déjà celle des cellules chaudes des laboratoires de recherche sur le traitement des combustibles irradiés. C'est aussi le cas des anciennes installations de retraitement, pour lesquelles des équipements et moyens de diagnostic spécifiques ont déjà été développés et sont déjà pleinement opérationnels.

Par ailleurs, la France devra suivre de près la R&D engagée pour le démantèlement des réacteurs de Fukushima suite au concours d'idée lancé par l'IRID²⁵. La France bénéficie déjà des travaux et équipements du GIE Intra (Groupe d'intervention robotique sur accidents). Depuis 1988, ce GIE conçoit, exploite et maintient à disposition 24 heures sur 24 une flotte d'engins robotisés. Ceux-ci sont capables d'intervenir à la place de l'homme en cas d'accident nucléaire majeur²⁶. Ce GIE assure la formation permanente de pilotes. Il développe une expertise de l'intervention à distance, en recensant et capitalisant l'expérience des interventions réalisées.

²⁵ Voir "Robot technology for nuclear decommissioning of Fukushima Daichi NPS", by K. Oikawa, IRID, German-Japanese symposium, april 21, 2015 on technological and educational resources for the decommissioning of nuclear facilities.

²⁶ <http://www.groupe-intra.com/flipbook/pdf/catalogue.pdf>



Figure 2
Équipements du GIE INTRA.

Des recherches doivent être menées dans le domaine de la robotique en conditions extrêmes (comme celles suscitées par l'International Research Institute for nuclear Decommissioning du Japon : IRID), incluant l'utilisation d'électronique durcie, des processus d'apprentissage (dits « *deep learning* ») pouvant être utilisés sur toutes les installations analogues du parc nucléaire et le couplage avec une simulation complète de l'installation en temps réel : tout cela pourra s'appuyer sur le retour d'expérience des instrumentations en cellules blindées et devrait permettre de développer une panoplie d'outils d'intervention sur les chantiers de démantèlement.

Les aspects scientifiques de plusieurs questions essentielles devraient être posés pour préparer les interventions suite à un tel accident grave et pour la préparation des démantèlements :

- quelles dosimétries seraient acceptables pour le personnel en situation d'urgence et dans quelles conditions (volontariat, protections spécifiques, assistance lors des interventions) ?
- comment rendre compatibles les procédures d'autorisation des chantiers et la réduction des conséquences radiologiques en cas d'accident²⁷ ?
- les règles concernant les rejets radioactifs devraient-elles être adaptées dans ces circonstances, pour permettre aux intervenants un accès plus rapide au hall du réacteur pour des diagnostics et des actions d'urgence ?²⁸

²⁷ Exemple du remarquable chantier d'évacuation des combustibles des réacteurs de Fukushima : voir le site internet <http://irid.jp>

²⁸ On peut noter, par exemple, que, pour réduire la durée des chantiers et réduire ainsi les dosimétries collectives, les autorités japonaises ont décidé de ne pas recouvrir d'une nouvelle enceinte les réacteurs 2 et 3 pour le chantier de déblayage des débris et la préparation à l'accès des piscines de stockage des combustibles. Ils envisageraient de faire de même sur le réacteur 1 en démontant l'enceinte provisoire actuelle.

Une analyse rigoureuse en termes de radiotoxicologie doit être menée pour identifier les conditions acceptables permettant des interventions aussi efficaces que possible sur les chantiers de démantèlement. Il faut exclure toute possibilité de risques pour la santé du personnel et du public. C'est un grand chantier de recherche en biologie humaine qui pourrait permettre de faire progresser les connaissances scientifiques.

Une question difficile, qui ne relève pas directement du démantèlement post-accidentel, mais bien de la mise en sécurité des populations, doit être ici posée : sur quels critères doit-on procéder à l'évacuation des populations ? Les normes radiologiques²⁹ pour la population contribuent aux prises de décisions concernant les évacuations. La tendance naturelle est bien entendu de « ne pas prendre de risque » et donc d'évacuer avec des seuils de radioactivité très faibles. Les conséquences des évacuations sont loin d'être anodines³⁰, y compris pour la santé publique. Soulignons la trop longue liste des « stress » induits. Les problèmes d'alimentation, de salubrité, de relogement temporaire ne sont pas sans incidence grave sur la santé des personnes concernées, en particulier sur les personnes fragilisées par ailleurs. Comment juger de ces graves inconvénients infligés aux personnes, comparés aux inconvénients liés aux effets des irradiations sur la santé (par les rayonnements ionisants locaux ou déposés par des rejets atmosphériques) ? Comment diminuer autant que faire se peut les conséquences sur les humains de ces effets somatiques de natures si diverses ?

En un mot, comment mener à bien cette analyse « avantages-inconvénients » qui est essentielle dans toute décision ayant trait à la santé publique ? Ces questions sont d'autant plus difficiles à traiter que les impacts sur les populations³¹ et les travailleurs du site sont différents suivant les âges, les états

²⁹ Pour ce sujet essentiel, voir le chapitre 2 du présent ouvrage ainsi que les diapositives jointes dans le DVD, ainsi que le site Internet de la Société française de radioprotection : <http://sfrp.fr>.

³⁰ Voir dans le rapport (Académie des sciences) Carpentier *et al.*, déjà cité, la troisième partie : Conséquences sanitaires et environnementales, pages 45-82.

³¹ Nous reproduisons ci-après quelques éléments du bilan des études épidémiologiques conduites sur les habitants de la préfecture de Fukushima, cités dans le document IRSN du même nom (www.irsn.fr), à partir des publications des autorités médicales du Japon : sur les 2 055 383 personnes habitant la préfecture de Fukushima, 554 241 personnes ont répondu au questionnaire de santé qu'ils avaient reçu. Les doses externes reçues par 534 394 personnes ont pu être estimées, à l'aide d'un logiciel réalisé par le National Institute for Radiological Sciences (NIRS: Japan). 279 118 personnes avaient reçu, durant les 4 mois après l'accident, une dose inférieure à 1 mSv. 12 personnes (soit 0,003 %) ont reçu plus de 15 mSv. La dose maximale reçue était de 25 mSv. Les âges des 12 personnes ayant reçu la plus haute dose ont été précisés ; ces personnes sont toutes résidentes de la région de Soso. Pour ce qui est des travailleurs, et venant de la même source de publication (IRSN), les derniers nombres (au 30 janvier 2015) traitent de 4 392 salariés de l'exploitant Tepco et 36 177 salariés des entreprises sous-traitantes. Les doses

de santé, les conditions de vie quotidienne des personnes. L'importance respective de chaque aspect (par exemple le traumatisme d'un déménagement forcé et les conséquences d'une irradiation minime³²) diffère d'une personne à l'autre. L'optimum de l'ensemble n'est pas l'optimum de chacun. Parmi ces recherches d'un moindre mal, tant global que personnel, notons la prise en compte de la différence entre une dose intégrée de 1 mSv, niveau standard imposé aux exploitants, et une dose intégrée de 50 mSv, niveau qualifié de sans risque pour d'autres cas³³. Mais il est nécessaire de pousser l'analyse scientifique bien au-delà, et de le faire de façon rationnelle.

Pour guider efficacement les décisions des pouvoirs publics en termes d'évacuation coordonnée des populations, il est nécessaire³⁴ de mener une analyse sanitaire scientifique, des conséquences non radiologiques d'une évacuation des populations, mise en regard des normes de radiotoxicité. Cette analyse doit être notamment fondée sur la compréhension des phénomènes biologiques de base et sur le retour d'expérience des situations accidentelles, tant pour le présent que pour l'avenir à long terme.

Hormis le problème difficile de la gestion du corium, le démantèlement des centrales électronucléaires en situation post-accidentelle générera quelques questions analogues (mais devant être transposées) à celles du démantèlement des centrales en fin de vie, c'est-à-dire la gestion de grandes quantités de solides (notamment sols et gravats) et de liquides (effluents de démantèlement, mais aussi éventuellement liquides de ruissellement et d'écoulement). Mais la situation post-accidentelle aura à la fois pour effet de multiplier les volumes (outre évidemment les radioactivités des noyaux instables présents dans les matériaux de structure), et de rendre plus difficile l'évacuation.

- Le stockage des terres excavées des sols contaminés, matériaux divers et végétaux contaminés notamment par le césium³⁵, est relativement

totales reçues entre le 11 mars 2011 et le 31 décembre 2014 sont en moyenne de 23,11 mSv, le total étant de 4 392 mSv.

³² Les recherches scientifiques en biologie humaine, sur la durée complète de la vie et de la descendance, devraient nous permettre de donner un sens quantitatif à cette expression.

³³ Voir le chapitre 2 de cet ouvrage et <http://www.unscear.org/unscear/fr/fukushima.html>.

³⁴ Voir *L'accident majeur de Fukushima* (Académie des sciences) A. Carpentier *et al.*, déjà cité, pages 86-87.

³⁵ Pour les caractéristiques sanitaires des isotopes du césium, voir l'annexe E, par Maurice Leroy, de : *Réflexions sur l'avenir de l'énergie nucléaire, de la France d'aujourd'hui au monde de demain : II^e à IV^e génération*, par Robert Dautray, Jacques Friedel et Yves Bréchet. *C. R. Physique*, 13-5 (2012), 480-518.

maîtrisé d'un point de vue technologique³⁶. Il s'agit de contaminations limitées et d'un agent principal, le césium, qui se fixe assez aisément. Mais il exige une capacité de décision forte des pouvoirs publics pour autoriser des stockages temporaires ou définitifs (donc une capacité d'information, donc de mesures et d'évaluation des natures et quantités des radionucléides). Ne serait-il pas souhaitable de prévoir des espaces dédiés, contigus des centrales et susceptibles de recevoir des déchets en urgence et de manière temporaire (avec protection du sous-sol) ?

- La question du rejet des effluents liquides épurés est critique à la centrale de Fukushima où les rejets en mer sont proscrits. Notons, là encore, un optimum à chercher pour protéger au mieux, dans l'espace et dans le temps, la vie des populations et des travailleurs du site et la rapidité des opérations de démantèlement, donc la possibilité pour les populations de regagner leurs domiciles et leurs services publics.
- Mais, au-delà du cas de Fukushima, des recherches scientifiques ne permettraient-elles pas d'envisager des modes d'évacuation des effluents, protégeant l'hydrogéologie locale, qui minimisent l'impact sur les populations ?

Le démantèlement des centrales électronucléaires, après leur arrêt normal, conduit à la génération de volumes élevés de matières solides ou liquides relativement peu radioactives. Ces volumes seront plus importants encore en situation post-accidentelle. Il serait souhaitable de prévoir, en fonction des caractéristiques du site, des possibilités de stockage local compatible avec les normes de radioprotection, et permettant d'économiser les ressources de stockage prévues pour les déchets « classiques ».

Conclusion et recommandations

Dans le cas d'un démantèlement de centrale électronucléaire après arrêt programmé de fin d'exploitation normale, le calendrier de la totalité des opérations est basé sur les pratiques industrielles existantes et donc totalement maîtrisées. Ce calendrier est certain, ce qui permet d'ordonner dans le temps et l'espace les activités de démantèlement et donc de préparer toutes les

³⁶ Voir 'R and D on treatment and disposal of radioactive waste resulting from accident at Fukushima Daiichi NPS', IRID, Japanese Atomic Energy Agency.

opérations d'une manière optimale, de réaliser les outils et d'accumuler les connaissances scientifiques nécessaires.

Au contraire, dans le cas du démantèlement d'une centrale électronucléaire ayant subi un accident grave endommageant le cœur et donc les éléments combustibles et ceux de contrôle-commande, on ne dispose pas d'une base de données complète et générique. On ne pourra fixer un calendrier valable des opérations que quand la totalité des éléments combustibles endommagés et leurs détrit³⁷ auront été extraits de l'îlot nucléaire (dès que possible, afin de protéger les travailleurs). Sans calendrier, on ne peut pas préparer les opérations et leurs outils dans le cadre d'un programme optimal. Il ne s'agit plus de pratiques industrielles usuelles. Toutes les activités de démantèlement ne sont plus répétitives.

La différence entre les **opérations techniques** à effectuer pour procéder au démantèlement d'une centrale électronucléaire accidentée et celles relatives au démantèlement d'une centrale électronucléaire ayant terminé son exploitation nominale sans accident est si **immense**³⁸, si **profonde**, qu'elle en est qualitative. La cause principale est que des éléments combustibles endommagés demeurent dans la cuve du réacteur ou, pire, ont endommagé celle-ci et les circuits qui relient l'intérieur de la cuve à son extérieur (circuits primaires, éléments de contrôle-commande, dispositifs de chargement déchargement, circuits de sécurité, etc., lui sont liés).

Toutefois, certains des **outils** scientifiques et techniques nécessaires au démantèlement d'une centrale électronucléaire peuvent être considérés comme *génériques*, aussi bien pour le démantèlement en fin de vie que pour le démantèlement post-accidentel. Ces outils ont fait de grands progrès au service du démantèlement normal des centrales en fin de vie normale. Ils pourront être adaptés aux processus cités dans les chapitres précédents au bénéfice des processus de démantèlement d'une centrale électronucléaire sujette à un

³⁷ Parmi ces détrit³⁷, mentionnons les radionucléides qui se sont échappés des éléments combustibles et du corium (produits de fission volatils, césium 134, Cs 137, strontium 90, etc., ou gazeux [krypton 85 : 46 000 Ci dans le bâtiment réacteur de TMI] ou solubles, etc., les actinides. Soulignons aussi les difficultés du chantier de démantèlement causées par le tritium, pour lequel il n'y a pas de solution convenable. Au début du chantier de TMI, il y en avait 3 000 Ci, soit environ 110 térabecquerels. Dix ans plus tard, il restait 1 020 Ci dans 9 000 m³, avec une concentration de $2,8 \cdot 10^6$ Bq par litre, alors que la limite standard de l'eau potable est de 740 Bq/litre. Finalement, la solution choisie pour le tritium de TMI a dû être l'évaporation. Un problème analogue se pose à Fukushima.

³⁸ Il nous a paru que la meilleure preuve de ce mot « immense » est le contenu de la note 31 donnant le nombre (554 241) de personnes dont il a fallu évaluer les doses reçues et les éventuelles pathologies, notamment pour les enfants et les femmes enceintes. Les environ 210 000 personnes évacuées sont conviées une fois par an pour un bilan médical approfondi.

Tableau 1

Comparatif du fonctionnement, du démantèlement de fin de vie et du démantèlement post-accidentel en termes de création de déchets.

	Fonctionnement d'une centrale électronucléaire	Démantèlement en fin de vie	Démantèlement en situation post-accidentelle
Radiotoxicité	Déchets générés par le combustible usagé, radiotoxicité forte	Déchets provenant du démontage des structures, du génie civil et des sols, radiotoxicité faible	Déchets mixtes résultant de la non-séparation du cœur fondu d'avec les autres déchets, radio-toxicité forte
Volumes	Volumes réduits directement liés au volume de combustible usagé	Volumes très importants dépendant du seuil de fin de démantèlement choisi	Volumes très importants
Accessibilité et manutention	Accessibilité facile, manutention demandant un temps d'entreposage	Accessibilité faisable, manutention faisable	Accessibilité très difficile, manutention très difficile

accident grave, modulo une prise en compte rigoureuse des effets de l'irradiation sur les personnes et les dispositifs. Il va de soi, mais nous insistons : l'appréciation des résultats de ces activités doit être effectuée au moyen des concepts de la **radioprotection**.

Ces outils génériques scientifiques et techniques sont très variés. Citons à titre d'exemples :

- la construction mécanique (l'identification quantitative précise des cotes des formes, les découpes, les séparations, les récupérations des copeaux et des détritux, les accès des outils de travail, les traitements des surfaces, les instruments de levage, etc.) ;
- la chimie (nettoyage des surfaces, précipitations des solutés, etc.) ;
- la physicochimie (précipitations des solutés, traitement des sols, maîtrise des circuits des fluides, etc.) ;
- les robots³⁹ (automates cellulaires et actuateurs, etc.) ;
- l'électrotechnique (les chemins des câbles, etc.) ;

³⁹ Voir par exemple <http://irid.or.jp/en/research/meister>

- l'instrumentation pour toutes les catégories de rayonnement, donc la radioprotection, mais aussi pour les mesures thermiques, les débits des fluides, la métallographie des prélèvements d'échantillons de matériaux, etc.

Pour conclure, il est important de garder en mémoire, même si nous nous sommes plus spécifiquement intéressés dans ce chapitre au cas particulier de la France, que toutes les questions liées au nucléaire ont par nature une dimension internationale. Un exemple en est le fonctionnement de l'IRID et son récent symposium entre les organismes japonais et allemands.

Les procédures scientifiques et techniques rigoureuses de prise en compte du retour d'expériences (dit REX) des accidents et incidents du passé ont déjà permis d'élargir les scénarios considérés, tout en approfondissant leur contenu scientifique, nourrissant ainsi des bases de données et des orientations pour les recherches scientifiques dédiées. De plus, on a pu fortifier et améliorer considérablement les bases scientifiques des règlements concernant les installations des réacteurs électronucléaires de la France.

Pour ce qui concerne un de scénarios d'accident – l'arrêt des moyens ultimes de réfrigération des cœurs –, les nouveaux équipements et les procédures de leur mise en œuvre, qui sont en cours d'installation, devraient diminuer l'impact sur les personnes et l'environnement, lors d'un éventuel accident grave en France.

Mais, dans l'hypothèse de son occurrence, un suivi très systématique du chantier de Fukushima et l'analyse *a priori* des voies et moyens d'interventions dans nos réacteurs permettraient une action rapide et efficace sur un cœur accidenté par des processus physiques, chimiques, physicochimiques, mécaniques et informatiques.

Terminons ce chapitre de conclusions et recommandations en soulignant que :

1. Les **bases scientifiques** du démantèlement des centrales électronucléaires, en fonctionnement normal, ont atteint une **maturité scientifique** qui leur a permis, dans tous les pays exploitant ces installations, de devenir une activité industrielle.
2. Cela permet, de plus, de bien discerner les domaines de recherche scientifique susceptibles de faire progresser ces activités de démantèlement, c'est-à-dire de **diminuer les contraintes au personnel et de supprimer celles relatives aux populations**.
3. Les **risques** de ces opérations après un arrêt en fin de vie normale sont ceux des grands systèmes industriels de la technologie. Il n'existe pas

d'accident nucléaire pour ces travaux, une fois le combustible enlevé et totalement séparé.

4. Les **déchets radioactifs** de ces opérations de démantèlement pour les centrales électronucléaires du parc actuel⁴⁰ de la France sont qualitativement et quantitativement plus faibles que ceux du cycle de combustible.
5. Les opérations de démantèlement feront appel à des **compétences scientifiques et techniques**, des procédures et des outils **analogues**.
6. Cet aspect générique des activités de démantèlement s'étend au **cadre international**. Il serait donc souhaitable que les exploitants des centrales électronucléaires du monde se concertent⁴¹ pour la mise en œuvre de ces processus.

Tout cela se résume en une constatation opérationnelle :

Pour les centrales électronucléaires du parc actuel de l'électricien national, il est possible, par les travaux industriels de démantèlement, de retourner « au vert » des sols initiaux.

⁴⁰ Nous soulignons le mot radioactif, car ce n'est pas le cas des centrales à graphite-gaz, pour lesquelles le graphite irradié pose problème avec la présence, déjà soulignée, du chlore 36 et du carbone 14, ni pour les activités traitant du tritium, qui, de plus, peuvent contaminer les sols.

⁴¹ C'est ce à quoi s'emploient des instances internationales comme l'IAEA, la NEA de l'OCDE, les associations d'instituts de recherche en sûreté (l'IRSN), les associations d'autorités de sûreté, les associations scientifiques et techniques, les autorités nationales (ASN et autorité de sûreté des activités de Défense) dédiées, les administrations techniques, les sociétés savantes, etc.